



**KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GMBH**

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung

**GESELLSCHAFT FÜR REAKTORSICHERHEIT mbH**

**Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte  
unter deutschen Standortbedingungen**

**Hauptband zur Phase I B**

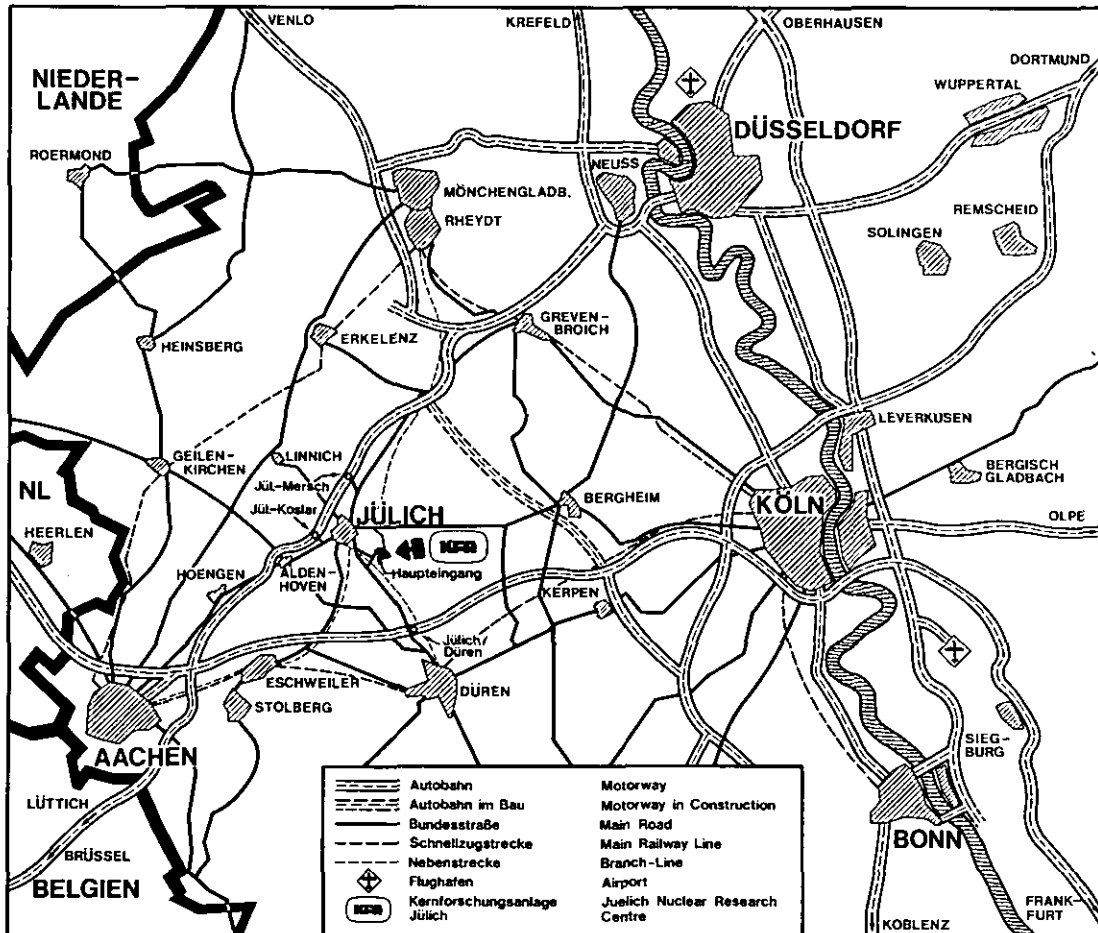
**Übertragung der amerikanischen AIPA-Studie  
auf deutsche Verhältnisse unter weitgehender  
Beibehaltung der Methoden und Modelle bei  
gleichzeitiger Beseitigung von Schwachstellen**

**Referenzanlage: HTR-1160**

**Jül - Spez - 136/Bd. 1**

**- Dezember 1981**

**ISSN 0343-7639**



Als Manuskript gedruckt

# **Spezielle Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Nr. 136/Bd. 1**

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung Jül – Spez – 136/Bd. 1

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH  
Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)

Telefon: 0 24 61/61-0 · Telex: 833 556 kfa d

# **Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen**

**Hauptband zur Phase I B**

**Übertragung der amerikanischen AIPA-Studie  
auf deutsche Verhältnisse unter weitgehender  
Beibehaltung der Methoden und Modelle bei  
gleichzeitiger Beseitigung von Schwachstellen**

**Referenzanlage: HTR-1160**

Der Bericht gibt die Meinung und Auffassung der Auftragnehmer wieder und muß nicht mit der des auftraggebenden BMI übereinstimmen.



Die vorliegende Studie wurde unter dem Kennzeichen SR 133 vom Bundesminister des Innern, Referat RS I.2 gefördert. Das Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA-ISF), die Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH (GRS) und weitere Institutionen haben die Untersuchungen durchgeführt.

Fachliche Leitung: W. Kröger, KFA-ISF

KFA-ISF:

R. Bongartz  
W. Burgmer  
L. Camarinopoulos  
J. Fassbender  
G. Schufmann

J. Altes  
P. Ashworth  
G. Breitbach  
J. Döhler  
W. Hennings  
D. Koschmieder  
H. Krohn  
H. Meeßen  
J. Mertens  
G. Mohr  
R. Moormann  
H. Pfeiffer  
K. Schwarzer  
J. Wolters

GRS:

P. Bogorinski  
H. Spindler

S. Beliczey  
R. Herzing  
F. Heuser  
H. Liemersdorf  
K. Mokros  
E. Schimetschka  
R. Szepan

Bönnenberg + Drescher: Ingenieurgesellschaft, Aldenhoven  
Zerna, Schnellenbach und Partner - Beratende Ingenieure, Bochum  
Prof. Ahorner, Erdbebenwarte Bensberg der Universität Köln  
Prof. Wagner, Institut für Physikalische Chemie der Universität Göttingen  
L. Cave, Pollution Prevention (Consultants) Ltd., England  
UKAEA Safety & Reliability Directorate, England

SAFETY STUDY FOR HTR CONCEPTS UNDER GERMAN SITE CONDITIONS  
MAIN VOLUME FOR PHASE IB

"Transformation of the American AIPA-Study to German Conditions while Largely Retaining the Methods and Models and Simultaneously Eliminating Weak Points"

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit

Summary

The probabilistic safety study of the HTR concept has provided a comprehensive perspective of the possible accidents to HTR's, as exemplified by the HTR-1160. It confirms the previous understanding of the safety characteristics of this type of reactor which are based essentially on the use of refractory materials for the core structure, the large and invariant thermal capacity, the use of an inert gas as the coolant and the large margins between operating and failure temperatures.

Within the spectrum of accidents, core heat-up, caused by failure of the power supplies to the reactor or by interruption of the cooling system, is of major significance. This accident causes no serious effects to the environment if the reactor containment building remains intact; however, in certain infrequent events the containment building could fail due to overpressure after about one week at the earliest and a significant environmental hazard would ensue. The other accidents - depressurisation, water and air ingress - are by comparison of distinctly lower importance to the overall risk. A common feature of all the significant accidents is that within the first five hours the maximum release of radioactivity to the reactor containment building is the inventory of the primary circuit, while the fission product inventory of the core is securely retained.

The accidents investigated are characterised in the study by the probability of occurrence, by the types and quantities of the fission products released and by the period of release. It was stipulated that in this phase of the study the health risk to the neighbouring population should not be determined. However, the estimated quantities of released nuclides and their associated time of release lead to the conclusion that the worst possible damage to the environment is very limited. This arises from the inherent safety characteristics of the HTR and the comparatively long period available for counter measures.

This risk can be even further reduced if a few minor changes to the plant design, identified in this study, were to be adopted.

# SICHERHEITSSTUDIE FÜR HTR-KONZEPTE UNTER DEUTSCHEN STANDORTBEDINGUNGEN

## HAUPTBAND ZUR PHASE I B

"Übertragung der amerikanischen AIPA-Studie auf deutsche Verhältnisse unter weitgehender Beibehaltung der Methoden und Modelle und gleichzeitiger Beseitigung von Schwachstellen"

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit

### Kurzfassung

Die probabilistische Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte hat ein geschlossenes Bild der möglichen Störfälle von Hochtemperatur-Reaktoren am Beispiel des HTR-1160 erarbeitet. Sie bestätigt die schon bekannten Sicherheitseigenschaften dieses Reaktortyps, die im wesentlichen in dem Aufbau des Reaktorkerns aus hochtemperaturfesten Materialien, seiner unverlierbaren großen Wärmekapazität, der Verwendung eines Edelgases als Kühlmittel und dem großen Abstand zwischen Betriebs- und Versagenstemperaturen begründet sind.

Unter den Störfällen kommt dem Kernaufheizstörfall, ausgelöst durch Ausfall der Stromversorgung des Reaktors oder durch Störungen im Kühlsystem, zentrale Bedeutung zu. Bei intaktem Reaktorschutzgebäude hat er keine gravierenden Auswirkungen auf die Umgebung; in seltenen Fällen kann er jedoch frühestens nach etwa einer Woche zu einem Versagen des Reaktorschutzgebäudes durch Überdruck führen und damit eine merkliche Umgebungsbelastung zur Folge haben. Die übrigen Störfälle - Kühlmittelverlust, Wasser- und Lufteinbruch - sind demgegenüber von deutlich geringerer Bedeutung für das Risiko. Allen wichtigen Störfällen ist gemeinsam, daß innerhalb der ersten fünf Stunden höchstens die im Primärkreislauf enthaltene Aktivität in das Reaktorschutzgebäude freigesetzt wird, die im Reaktorkern eingeschlossene Masse der Spaltprodukte jedoch sicher zurückgehalten wird.

Die Studie charakterisiert die untersuchten Störfälle durch ihre Eintrittswahrscheinlichkeit, durch Art und Menge der freigesetzten Spaltprodukte und durch ihre Freisetzungszeit. Das gesundheitliche Risiko für die umwohnende Bevölkerung wurde vertragsgemäß in dieser Phase der Studie nicht ermittelt. Die abgeschätzten Werte für die freigesetzten Nuklide und die zugehörigen Freisetzungszeitpunkte lassen aber den Schluß zu, daß wegen der inhärenten Sicherheitseigenschaften des HTR und der verhältnismäßig langen, für Gegenmaßnahmen zur Verfügung stehenden Zeit die maximalen Schäden in der Umgebung sehr begrenzt bleiben. Das Risiko läßt sich noch weiter senken, wenn einige geringfügige Änderungen der Anlagenauslegung vorgenommen werden, welche die Studie aufgezeigt hat.

The appendix of this report includes an English translation of the chapters 'SCOPE OF THE STUDY' (1) and 'SUMMARY AND CONCLUSIONS' (8):

	Page (Appendix)
1. SCOPE OF THE STUDY.....	1-1
1.1 INTRODUCTION.....	1-1
1.2 OBJECTIVES AND STRUCTURE.....	1-5
1.3 IMPLEMENTATION, ORGANIZATION.....	1-12
REFERENCES.....	1-15
8. SUMMARY AND CONCLUSIONS.....	8-1
8.1 LIMITATIONS AND SIMPLIFICATIONS.....	8-1
8.2 RESULTS OF THE STUDY.....	8-5
8.2.1 CORE HEAT-UP.....	8-5
8.2.2 OTHER INCIDENTS OR ACCIDENTS.....	8-8
8.3 COMPARISATION WITH THE AIPA STUDY.....	8-10
8.4 FUTURE WORK.....	8-13
REFERENCES.....	8-15

# INHALT

	Seite
1. RAHMEN DER STUDIE .....	1-1
1.1 EINFÜHRUNG .....	1-1
1.2 ZIELSETZUNG UND GLIEDERUNG .....	1-5
1.3 ABWICKLUNG, ORGANISATION .....	1-11
SCHRIFTTUM .....	1-13
 2. GRUNDLAGEN .....	 2-1
2.1 REFERENZANLAGE .....	2-1
2.1.1 EINLEITUNG .....	2-1
2.1.2 AUFBAU UND SICHERHEITSKONZEPT .....	2-3
2.1.3 WICHTIGE SYSTEME .....	2-5
2.1.3.1 Reaktorkern und Abschaltssysteme .....	2-5
2.1.3.2 Haupt- und Hilfskühlsystem .....	2-9
2.1.3.3 Reaktordruckbehälter und Reaktorschutzgebäude .....	2-12
2.1.3.4 Reaktorschutzsystem .....	2-13
2.1.3.5 Elektrisches Energieversorgungssystem .....	2-17
2.1.3.6 Heliumnebenkreisläufe .....	2-18
2.1.4 Brennelementlager .....	2-19
2.1.5 UNTERSCHIEDE ZWISCHEN DER DEUTSCHEN UND AMERIKANISCHEN ANLAGE .....	 2-19
2.2 METHODIK .....	2-23
2.2.1 AUSWERTUNG VON EREIGNISBÄUMEN .....	2-25
2.2.2 AUSWERTUNG VON FEHLERBÄUMEN .....	2-26
2.2.2.1 Beurteilung und Quantifizierung des Ausfallverhaltens von Sicherheitssystemen .....	 2-27
2.2.2.2 Berücksichtigung von Abhängigkeiten .....	2-28
2.2.2.3 Berücksichtigung menschlichen Fehlverhaltens .....	2-30
2.2.3 AUSFALLDATEN FÜR SYSTEMKOMPONENTEN .....	2-31
2.2.4 ERFASSUNG DER UNSICHERHEITEN DER ANALYSE .....	2-31
2.2.5 RECHENPROGRAMME ZUR ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN .....	2-34
2.2.6 ERGEBNISDARSTELLUNG .....	2-34
2.3 ERGEBNISSE UND BEWERTUNG DER AIPA-STUDIE .....	2-38
2.3.1 ERGEBNISSE .....	2-38

2.3.2	PROBABILISTISCHE METHODEN UND DATEN .....	2-39
2.3.3	METHODEN UND MODELLE ZUR ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN .....	2-42
2.3.4	AUSSAGEN ZU DOMINIERENDEN EREIGNISSEN .....	2-43
	SCHRIFTTUM .....	2-45
3.	STÖRFALLAUSWAHL .....	3-1
3.1	AUSWAHLPRINZIPIEN, AKTIVITÄTSINVENTARE .....	3-1
3.2	SPALTPRODUKTEINSCHLUSS, ZERSTÖRUNGSMECHANISMEN .....	3-4
3.3	FREISETZUNGSKLASSEN, AUSLÖSENDE EREIGNISSE .....	3-6
3.4	BEDEUTUNG DER NEBENANLAGEN .....	3-8
	SCHRIFTTUM .....	3-10
4.	ANALYSE VON TRANSIENTEN-EREIGNISSEN MIT KERNAUFWERZUNG .....	4-1
4.1	EREIGNISABLAUFANALYSE FÜR 'AUSFALL HAUPTKÜHLSYSTEM' .....	4-4
4.1.1	EINLEITENDES EREIGNIS .....	4-4
4.1.2	REAKTORABSCHALTUNG .....	4-6
4.1.3	NACHWÄRMEABFUHR .....	4-7
4.1.3.1	Startversagen des Hilfskühlsystems .....	4-7
4.1.3.2	Langzeitkühlung .....	4-10
4.1.3.3	Wiederherstellung der Kühlung .....	4-10
4.1.4	LINERKÜHLUNG .....	4-11
4.1.5	DICHTIGKEIT DES REAKTORSCHUTZGEBÄUDES .....	4-12
4.1.5.1	Druckentlastung des Primärkreislaufes, Sicherheitseinschluß .....	4-12
4.1.5.2	Gebäudeabschluß .....	4-14
4.1.5.3	Überdruckversagen .....	4-15
4.1.5.4	Maßnahmen zur Vermeidung eines Überdruckversagens .....	4-16
4.1.6	EREIGNISABLAUFDIAGRAMM .....	4-16
4.2	EREIGNISABLAUFANALYSE FÜR 'NOTSTROMFALL' .....	4-20
4.2.1	EINLEITENDES EREIGNIS .....	4-20
4.2.2	REAKTORABSCHALTUNG .....	4-23
4.2.3	NACHWÄRMEABFUHR .....	4-23
4.2.4	LINERKÜHLUNG .....	4-25
4.2.5	DICHTIGKEIT DES REAKTORSCHUTZGEBÄUDES .....	4-26
4.2.5.1	Gebäudeabschluß .....	4-26
4.2.5.2	Überdruckversagen und Gegenmaßnahmen .....	4-27

4.2.6	EREIGNISABLAUFDIAGRAMM .....	4-27
4.3	ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN .....	4-30
4.3.1	BESCHREIBUNG DER VERWENDETEN MODELLE .....	4-30
4.3.2	THERMODYNAMISCHE VORGÄNGE IM REAKTORDRUCKBEHÄLTER .....	4-33
4.3.2.1	Anforderungen an das Hilfskühlsystem .....	4-33
4.3.2.2	Unverzögerte Kernaufheizung mit spontanem Ausfall des Linerkühlsystems .....	4-34
4.3.2.3	Wirksamkeit der Linerkühlung bei Kernaufheizung .....	4-39
4.3.2.4	Kernaufheizung bei verzögertem Ausfall der Nachwärmeabfuhr .....	4-40
4.3.3	THERMODYNAMISCHE VORGÄNGE IM REAKTORSCHUTZGEBÄUDE .....	4-40
4.3.3.1	Versagen des Reaktorschutzgebäudeabschlusses .....	4-40
4.3.3.2	Verhalten des abgeschlossenen Reaktorschutzgebäudes .....	4-41
4.3.4	FREISETZUNGSKATEGORIEN .....	4-44
4.3.5	FREISETZUNG RADIOAKTIVER SPALTPRODUKTE .....	4-46
4.3.5.1	Freisetzung aus dem Primärkreislauf .....	4-46
4.3.5.2	Freisetzung aus dem Reaktorschutzgebäude .....	4-52
4.3.6	ERGEBNISSE FÜR DIE FREISETZUNGSKATEGORIEN .....	4-56
4.3.7	UNSICHERHEITEN DER AUSWIRKUNGEN .....	4-57
4.3.7.1	Unsicherheiten der Modellannahmen .....	4-58
4.3.7.2	Unsicherheiten der Daten .....	4-59
4.4	ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG .....	4-62
	SCHRIFTTUM .....	4-70
5.	DAMPFERZEUGERLECKS MIT WASSEREINBRUCH IN DEN PRIMÄRKREISLAUF .....	5-1
5.1	EREIGNISABLAUFANALYSE .....	5-3
5.1.1	EINLEITENDE EREIGNISSE .....	5-4
5.1.2	FEUCHTEMESSUNG .....	5-7
5.1.3	REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG .....	5-10
5.1.4	DAMPFERZEUGERABSCHALTUNG .....	5-12
5.1.5	NACHWÄRMEABFUHR .....	5-13
5.1.6	STÖRFALLABLAUF 'KLEINES LECK IM DAMPFERZEUGER' UND 'GROSSES LECK IM DAMPFERZEUGER' .....	5-14
5.2	ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN .....	5-16
5.2.1	PHÄNOMENE DER SPALTPRODUKTFREISETZUNG .....	5-17
5.2.2	LECKAGEMODELL UND THERMODYNAMIK .....	5-19

5.2.3	SPALTPRODUKTFREISETZUNG INS KOHLGAS .....	5-21
5.2.4	SPALTPRODUKTFREISETZUNG IN DIE ATMOSPHERE .....	5-23
5.2.5	KERNAUFHEIZUNG NACH WASSEREINBRUCH .....	5-24
5.2.6	FREISETZUNGSKATEGORIEN .....	5-26
5.2.7	UNSICHERHEITEN DER AUSWIRKUNGEN .....	5-27
5.3	ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG .....	5-28
	SCHRIFTTUM .....	5-32
6.	EINLEITENDE EREIGNISSE UND STÖRFÄLLE VON GERINGERER BEDEUTUNG .....	6-1
6.1	LECKS IM ZWISCHENÜBERHITZER .....	6-2
6.1.1	EREIGNISABLAUFANALYSE .....	6-4
6.1.1.1	Einleitendes Ereignis .....	6-4
6.1.1.2	Leck-Detektion und -Isolierung .....	6-4
6.1.1.3	Weiterbetrieb, Kondensator-Isolierung, Nachwärmeabfuhr .....	6-6
6.1.1.4	Ereignisablaufdiagramm .....	6-8
6.1.2	SPALTPRODUKTFREISETZUNG .....	6-10
6.1.2.1	Aktivitätsquellen und Freisetzungssphänomene .....	6-10
6.1.2.2	Freisetzungskategorien .....	6-10
6.1.3	ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG .....	6-11
6.2	DRUCKENTLASTUNGSSTÖRFÄLLE DES PRIMÄRKREISLAUFES .....	6-15
6.2.1	EREIGNISABLAUFANALYSE .....	6-16
6.2.1.1	Auslösendes Ereignis .....	6-17
6.2.1.2	Abschluß des Reaktorschutzgebäudes .....	6-22
6.2.1.3	Reaktorschnellabschaltung .....	6-22
6.2.1.4	Nachwärmeabfuhr .....	6-23
6.2.1.5	Ereignisablaufdiagramm der Druckentlastungen über 'Mittleres Leck im Primärkreislauf' .....	6-23
6.2.1.6	Ereignisabläufe der Druckentlastungen über 'Großes Leck im Primärkreislauf' und 'Kleines Leck im Primärkreislauf' .....	6-25
6.2.2	AUSWIRKUNGEN DER DRUCKENTLASTUNGSSTÖRFÄLLE .....	6-26
6.2.3	ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG .....	6-30
6.3	STÖRFÄLLE AUS EINWIRKUNGEN VON AUSSEN (AUSSER ERDBEBEN) .....	6-32
6.3.1	NATURBEDINGTE EINWIRKUNGEN .....	6-32
6.3.2	ZIVILISATIONSBEDINGTE EINWIRKUNGEN .....	6-33
6.3.2.1	Flugzeugabsturz .....	6-33



6.3.2.2	Explosionsdruckwellen .....	6-36
6.3.2.3	Schädliche Stoffe .....	6-37
6.3.3	EINWIRKUNGEN BEDINGT DURCH VERSAGEN VON SEKUNDÄRKREISKOMPONENTEN .....	6-37
6.3.3.1	Turbinenzerknall .....	6-37
6.3.3.2	Versagen von Druckbehältern des Sekundärkreises .....	6-39
6.4	ERDBEBEN .....	6-40
6.4.1	METHODISCHES VORGEHEN .....	6-40
6.4.2	HÄUFIGKEIT SCHWERER ERDBEBEN, CHARAKTERISTISCHE DATEN .....	6-41
6.4.3	BEANSPRUCHUNG UND VERSAGEN VON BAUTEILEN .....	6-42
6.4.4	EREIGNISABLAUF UND VERSAGEN VON SICHERHEITSSYSTEMEN .....	6-44
6.4.5	ERGEBNISBEWERTUNG .....	6-45
6.5	EINWIRKUNGEN AUS BRÄNDEN .....	6-47
6.6	BETRIEBSTRANSIENTEN OHNE SCHNELLABSCHALTUNG (ATWS)..... SCHRIFTTUM .....	6-49 6-51
7.	BESEITIGUNG IDENTIFIZIERTER AUSLEGUNGSSCHWACHEN UND BEEINFLUSSUNG DER ERGEBNISSE .....	7-1
7.1	PROBLEMSTELLUNG .....	7-1
7.2	VORGESCHLAGENE SYSTEMÄNDERUNGEN .....	7-4
7.2.1	KOHLSYSTEME.....	7-4
7.2.1.1	Verbesserte Versorgung mit Hilfsdampf .....	7-4
7.2.1.2	Verbesserte Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems .....	7-4
7.2.1.3	Änderungen am Hilfskühlsystem .....	7-5
7.2.1.4	Gesamteinfluß geringfügiger Änderungen .....	7-6
7.2.1.5	Weiterreichende Änderungen .....	7-6
7.2.2	NOTSTROMVERSORGUNG .....	7-7
7.2.3	LINERKOHLSYSTEM .....	7-7
7.2.4	DICHTIGKEIT DES REAKTORSCHUTZGEBÄUDES .....	7-8
7.2.5	ISOLIERUNG DEFEKTER DAMPFERZEUGER .....	7-10
7.3	DARSTELLUNG DER ERGEBNISSE .....	7-12
8.	ZUSAMMENFASSUNG UND SCHLUSSFOLGERUNGEN .....	8-1
8.1	BEGRENZUNGEN UND VEREINFACHUNGEN .....	8-1
8.2	ERGEBNISSE DER STUDIE .....	8-4
8.2.1	KERNAUFHEIZUNG .....	8-6

8.2.2	ANDERE STÖRFÄLLE ODER UNFÄLLE .....	8-8
8.3	VERGLEICH MIT DER AIPA-STUDIE .....	8-9
8.4	ZUKÜNFTIGE ARBEITEN .....	8-12
	SCHRIFTTUM .....	8-13

# 1. RAHMEN DER STUDIE

## 1.1 EINFÜHRUNG

Bei der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren spielten Fragen der Sicherheit von Anfang an eine wichtige Rolle; sicherheitstechnische Anforderungen bestimmen die Systemauslegung entscheidend mit.

Der Begriff 'Sicherheit' ist sehr komplex und stellt sich aus verschiedenen Blickwinkeln unterschiedlich dar. Im allgemeinen Sprachgebrauch bezeichnet man etwas als sicher, wenn es selbst nicht in Gefahr ist oder von dem Umgang mit ihm keine Gefahr, kein Schaden ausgeht. So scheint zunächst Sicherheit mit dem Schutz vor Schaden oder mit geringen Auswirkungen eines Ereignisses identisch zu sein; bei näherem Hinsehen schließt der Begriff aber auch die Häufigkeit des Ereignisses ein. Denn gemeinhin wird ein System oder eine Technik auch als sicher bezeichnet, wenn die Häufigkeit einer möglichen Störung oder eines Schadens ausreichend klein ist. So wird ein Zweikreis-Bremssystem eines Autos als sicher, ein Einkreis-Bremssystem als weniger sicher angesehen, obwohl für das gleiche Auto beim Versagen der Bremsanlage mit gleichem Schaden zu rechnen ist; lediglich die Wahrscheinlichkeit für das Eintreffen des Ereignisses ist kleiner. Das Beispiel verdeutlicht auch, daß der Begriff Sicherheit im täglichen Leben meist im Sinne von Relativausagen gebraucht wird. Eine allgemein akzeptierte, wissenschaftlich exakte Definition dieses Begriffs existiert nicht, und erst recht keine Maßeinheit, in der Sicherheit quantitativ zu messen wäre. Die Verwendung des nicht klar definierten Begriffs in der Kerntechnik ruft oft Verständnisschwierigkeiten hervor.

Kerntechnische Anlagen gelten dann als sicher, wenn der Nachweis einer ausreichenden Sicherheit für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfälle im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren erbracht ist. Die zu erfüllenden sicherheitstechnischen Anforderungen sind in den Sicherheitskriterien des Bundesinnenministers (BMI) /1-1/, den Leitlinien der Reaktorsicherheitskommission, den KTA-Regeln und den kerntechnischen DIN-Normen formuliert. Sie gelten - z.T. sinngemäß - auch für Hochtemperaturreaktoren (HTR). Das im wesentlichen deterministisch und mit konservativen Annahmen geführte Genehmigungsverfahren fordert Sicherheitsvorkehrungen in einem solchen Umfange, daß auch von

Ereignissen, deren Eintreten bei Betrieb zahlreicher Anlagen nach menschlichem Ermessen nicht ausgeschlossen werden kann, keine Gefahr für die Umgebung ausgeht.

Auf diese Weise wurde in der Kerntechnik ein hoher Sicherheitsstandard erreicht. Gleichzeitig erhebt sich jedoch die Frage, welches Maß an Restunsicherheit (Restrisiko) verbleibt. Zur Beantwortung dieser Frage benutzt man im wesentlichen zwei unterschiedliche analytische Ansätze:

### 1. Schadensumfangsanalyse

Die deterministische Analyse des Ablaufs und Schadensumfangs schwerer Unfälle, gegen die die Anlage nicht ausgelegt ist, wobei der begrenzende Einfluß von aktiven Sicherheitssystemen generell unberücksichtigt bleibt. Der maximale Schaden dient als Maß für die Sicherheit.

### 2. Probabilistische Risikoanalyse

Die probabilistische Analyse des Ablaufs, der Häufigkeiten und des Schadensumfangs von Störfällen und Unfällen.<sup>+</sup> Das Produkt von Häufigkeit und Schadensumfang für jedes Einzelereignis - Störfall oder Unfall - , das die Dimension einer Schadenserwartung pro Jahr hat, wird als Risikobeitrag bezeichnet. Die Summe aller Risikobeiträge ergibt das Gesamtrisiko, das mit dem Betrieb der analysierten Anlage verbunden ist. Hohe Sicherheit ist hier gleichbedeutend mit geringem Risiko. Das Prinzip der probabilistischen Analysetechnik besteht darin, daß alle möglichen Ereignisabläufe zu erfassen und die das Risiko bestimmenden nach eindeutigen Kriterien auszulesen, so daß ein umfassendes Bild der möglichen Störfälle und Unfälle, ihrer Verzweigungen und Verknüpfungen und ihrer relativen Bedeutung entsteht.

Die beiden Vorgehensweisen stehen nicht konträr zueinander, sondern ergänzen sich. Sie dienen zusammen dem Zweck, das Störfall- bzw. Unfallgeschehen innerhalb einer Anlage zu verstehen und dadurch ein Höchstmaß an Sicherheit zu erreichen.

Die erste, breit diskutierte Schadensumfangsanalyse für Leichtwasserreakto-

---

<sup>+</sup>) Die Begriffe Störfall und Unfall werden hier entsprechend den BMI-Kriterien bzw. Strahlenschutz-Verordnungen benutzt. Danach handelt es sich beim Störfall 'um einen Ereignisablauf ..., für den die Anlage ausgelegt ist', und beim Unfall 'um einen Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine die Grenzwerte übersteigende Strahlenexposition oder Inkorporation radioaktiver Stoffe zur Folge haben kann.' Im Rahmen dieses Berichtes wird nach Möglichkeit der Oberbegriff Ereignisablauf verwendet.

ren (LWR) erschien 1957 als WASH-740 /1-2/ in den USA; auch für den Hochtemperatur-Reaktor liegen solche Analysen vor (für HTR-1160 /1-3/). Probabilistische Analysen /1-4/ gingen von England aus; die erste umfassende Studie dieser Art ist jedoch WASH-1400, besser bekannt als Rasmussen-Studie /1-5/. Sie unternimmt den Versuch, das durch Unfälle in Druck- und Siedewasser-Reaktoren verursachte gesellschaftliche Risiko mit probabilistischen Methoden zu bestimmen. Einzelne Annahmen und Ergebnisse und vor allem die politische Verwertung dieser Studie wurden kritisiert; die Methodik insgesamt hielt aber einer intensiven Prüfung stand /1-6/. Da der anlagentechnische Aufbau der Referenzanlagen und die Standortbedingungen einen großen Einfluß auf die Ergebnisse haben, sind diese nicht ohne weiteres auf andere Verhältnisse übertragbar. Dem wurde durch eine eigene deutsche Studie - der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS) - Rechnung getragen, die inzwischen vorliegt /1-7/.

In den USA wurde diese Analysemethode Mitte der 70er Jahre auf ein Hochtemperaturreaktor-Konzept angewendet, und zwar von der General Atomic Company im Auftrag des US-Department of Energy. Dem Konzeptstadium der HTGR-1160-Referenzanlage entsprechend hatte die 'Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA)' /1-8,9/ vorrangig die Ermittlung von prioritären Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Ziel, neben einer Überprüfung des Sicherheitskonzeptes und der Bewertung alternativer Auslegungsmöglichkeiten. Die Ergebnisse lassen aber auch allgemeine Aussagen über die Sicherheitseigenschaften des HTGR-1160 zu, denn um das Ziel zu erreichen, war eine umfassende Analyse möglicher Ereignisabläufe und eine Abschätzung der Risikobeiträge erforderlich.

Die Arbeiten verdeutlichen die dominierende Rolle von Ereignisketten, die zum vollständigen Ausfall der Kühlung und zur Aufheizung des Reaktorkerns führen. Sie vermitteln auch einen Eindruck von Ablauf und Schadensausmaß einer Kernaufheizung, wie sie aufgrund der generischen Eigenschaften für einen HTR typisch sind.

Ein ins einzelne gehender Vergleich der Resultate der LWR- und der HTR-Studie stößt indessen auf grundsätzliche Schwierigkeiten, weil die Voraussetzungen, auf denen die beiden Studien basieren, doch zu unterschiedlich sind. Die LWR-Studien analysieren real existierende und in Betrieb befindliche Anlagen, die den mit der Abwicklung des Genehmigungsverfahrens verbundenen Optimierungsprozeß durchlaufen haben, während die AIPA-Studie sich hauptsächlich auf Genehmigungsunterlagen stützen mußte, deren Detaillierungsgrad wegen der

frühzeitig abgebrochenen Genehmigungsverfahren nicht immer ausreicht.

Soweit es sich um HTR-spezifische Anlageteile handelt, mußte deshalb auf Erfahrungen mit anderen gasgekühlten Kernkraftwerken, die gleichartige oder ähnliche Komponenten verwenden, zurückgegriffen werden. Für nicht HTR-spezifische Anlageteile wurden häufig die Ergebnisse der Rasmussen-Studie und der Deutschen Risikostudie herangezogen. Die daraus resultierenden zusätzlichen Unsicherheiten und Einschränkungen betreffen in erster Linie die Eintrittswahrscheinlichkeiten verschiedener Störfallabläufe, während der mehr durch die generischen Sicherheitseigenschaften des Systems bestimmte Schadensumfang davon weniger berührt wird. Die AIPA-Studie macht deshalb auch keine quantitativen Angaben über das Gesamtrisiko in der Art der Rasmussen-Studie, sondern beschränkt sich auf Risikoangaben für einzelne dominante Störfallsequenzen oder -kategorien mit zum Teil erheblichen Unsicherheitsfaktoren.

Der Hauptwert der AIPA-Studie ist denn auch nicht in der Ermittlung von Risikowerten zu sehen. Er liegt vielmehr in der Aufklärung der Störfalltopologie und der Aufdeckung konstruktiver Schwächen. Die systematische Erfassung aller störfallauslösenden Ereignisse und die eingehende Untersuchung der risikorelevanten Ereignisketten haben erstmals ein vollständiges Bild aller für den HTR charakteristischen Störfälle geliefert. Dies führte nicht nur zu einem besseren Verständnis von Ursachen und Auswirkungen der an sich schon bekannten Kernaufheiz- bzw. Wasser- und Lufteinbruch-Störfälle, sondern auch zur Erkenntnis, daß die größten Auswirkungen auf die Umgebung von Unfällen ausgehen, die sich über Tage und Wochen entwickeln. Ferner zeigte sich, daß durch meist geringfügige konstruktive Änderungen das Risiko erheblich gesenkt werden kann. Schließlich hat die systematische Erforschung der im Genehmigungsverfahren nicht behandelten Störfälle bzw. Unfälle eine Fülle von Fragen aufgeworfen, die eine rationale Planung der Sicherheitsforschung ermöglichen.

Eine Übertragung der AIPA-Studie auf deutsche Verhältnisse erschien schon deswegen geboten, weil die Errichtung eines leicht modifizierten HTGR-1160 - im folgenden als HTR-1160 bezeichnet - in Schmehausen bei Hamm vorgesehen und das zugehörige Genehmigungsverfahren eingeleitet waren. Auch nach der Einstellung dieses Projektes war eine analoge deutsche Studie sinnvoll und wünschenswert:

- Die Studie liefert eine wenn auch grobe Abschätzung der oberen Grenze der von großen Kernkraftwerken mit Hochtemperaturreaktoren verursachten Gefährdung. Von den künftigen Anlagen wird vorausgesetzt werden können, daß

sie auch in sicherheitstechnischer Hinsicht verbessert sind und der Tendenz nach ein geringeres Risiko bedingen.

- Die durch die Anpassung an deutsche Sicherheitsvorschriften bedingten konstruktiven Änderungen der Anlage können in ihren sicherheitstechnischen Auswirkungen zu einem Zeitpunkt untersucht werden, an dem bei den jetzt geplanten Anlagen technische Änderungen ohne großen Aufwand möglich sind.
- Die Erarbeitung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung probabilistischer Analysen und die Erstellung der zugehörigen Datensammlungen sind die Voraussetzung für die probabilistische Analyse von Kugelhaufen-HTR, die als das langfristige Ziel anzusehen ist.

Die Kernforschungsanlage Jülich hat schon Mitte der 70er Jahre die probabilistische Analyse eines Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktors in ihr Forschungs- und Entwicklungsprogramm aufgenommen. Die Ausführung eines so umfangreichen Vorhabens erfordert indessen Kenntnisse und Fähigkeiten auf Fachgebieten, die z.T. in der KFA nicht vertreten sind. Die Förderung durch den BMI unter dem Titel 'Probabilistische Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen (SR 133)' ermöglichte die Beteiligung auswärtiger Fachinstitute in dem wünschenswerten Umfang. Eine Arbeitsgemeinschaft mit der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) machte deren umfangreiche, in Genehmigungsverfahren gewonnenen Erfahrungen für die vorliegende Studie nutzbar und sorgte dafür, daß Daten, Methoden und Resultate der Deutschen Risikostudie zum frühestmöglichen Zeitpunkt für diese Studie genutzt werden konnten.

## 1.2 ZIELSETZUNG UND GLIEDERUNG

Übergeordnetes Ziel des Vorhabens 'Probabilistische Sicherheitsstudie HTR-Konzepte (PSH)' ist die Vorausberechnung repräsentativer Risikobeiträge für HTR-Konzepte zu deren sicherheitstechnischer Einordnung und Optimierung. Es gliedert sich in zwei Phasen. Die Phase I ist stark auf die amerikanische AIPA-Studie (Referenzanlage: HTGR-1160 mit blockförmigen Brennelementen) ausgerichtet und wird mit dem vorliegenden Bericht abgeschlossen. Die angestrebte Phase II soll dann das in der Bundesrepublik Deutschland entwickelte HTR-Konzept mit kugelförmigen Brennelementen als Analyseobjekt haben.

Die deutschen Untersuchungen begannen 1977 (Phase Ia) mit einer kritischen Durchsicht der 'AIPA-Preliminary and Phase I Analysis' /1-8/. Dabei konnte die amerikanische Studie in ihren wesentlichen Aussagen und in ihrer Methodik bestätigt werden; die dominierende Rolle von Unfällen mit Kernaufheizung für das HTR-Risiko blieb unbestritten. Für einige Ereignisketten wurden allerdings höhere Risikobeiträge abgeschätzt, außerdem wurde empfohlen, wegen des langsamen Unfallablaufs die Untersuchungen generell über 48 Stunden hinaus auszudehnen und Langzeitvorgängen größere Aufmerksamkeit zu schenken. Es konnte nicht ausgeschlossen werden, daß außer dem berücksichtigten 'Verlust der elektrischen Fremdenergie' noch andere Ereignisse Kernaufheizunfälle einleiten, die gravierendere Risikobeiträge hervorrufen /1-10/.

In den USA wurden die AIPA-Arbeiten unter Berücksichtigung vorgebrachter Kritikpunkte fortgesetzt. Die Ergebnisse dieser sog. Phase II lagen Mitte 1978 vor /1-9/. Sie stellen einen erheblichen Fortschritt in der Aufstellung der Topologie der wichtigsten Unfallabläufe dar und liefern besser abgesicherte Aussagen über die zu erwartenden Risikobeiträge einschließlich der zugehörigen Fehlergrenzen (weitergehende Einzelheiten s. Kap. 3.3 und /1-11/).

Die Datenbasis wurde durch Auswertung von Betriebserfahrungen verbreitert; die verwendeten Fehlerraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten erscheinen, verglichen mit der Deutschen Risikostudie, oft als zu niedrig. Die Ausweisung eines Anteils abhängiger Fehler (Common-Mode-Ausfälle) am Gesamtausfall von gleichen Komponenten redundanter Systeme ist gerade für ein in der Entwicklung befindliches Konzept angemessen. Teilweise erhebliche Unsicherheiten betreffen aber die Quantifizierung dieser Anteile und eine möglicherweise daraus folgende zu schlechte Verfügbarkeit redundanter Systeme. Die verwendeten probabilistischen Analysemethoden entsprechen dem Stand der Technik; auffallend ist das Bestreben nach einer möglichst detaillierten Erfassung des Ereignisablaufes einschließlich wünschenswerter Operateur-Aktionen. Auch hier kann nicht abschließend beurteilt werden, ob auch fehlerhaft ausgeführte Aktionen immer ausreichend berücksichtigt sind und ob das entwickelte Modell zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für das Ausbleiben einer erfolgreichen Aktion immer realistische Aussagen liefert.

Die für die Ermittlung der radiologischen Auswirkungen eingesetzten Rechenprogramme basieren meist auf Entwicklungen für das Genehmigungsverfahren und beinhalten oft konservative Ansätze.

Die Störfallanalysen in AIPA Phase II sind sehr umfassend und decken ein breites Spektrum auslösender Ereignisse ab. Am wichtigsten sind Ereignisse, die



zum Ausfall des Hauptkühlsystems führen und bei Versagen der Kühlsysteme eine Kernaufheizung einleiten. Reparaturen an ausgefallenen Systemen innerhalb einer zulässigen Zeit sind berücksichtigt, nach unserer Meinung aber meist zu günstig bewertet. Die bei der Analyse der Auswirkungen angesetzten Rückhaltefaktoren für ablagerungsfähige Spaltprodukte bedürfen ebenso einer eingehenderen Überprüfung wie die Modelle zur Beschreibung der Vorgänge innerhalb des Reaktorschutzgebäudes (Sicherheitseinschluß) und zu dessen Versagen.

Die Aussage, daß Wassereinbruch-Störfälle keine gravierenden Risikobeiträge bedingen, kann weitgehend bestätigt werden, allerdings gibt es bezüglich des Verhaltens wichtiger Komponenten Meinungsunterschiede, die durch weitergehende Recherchen ausgeräumt werden müssen. Die bei Anwesenheit von Wasser im Primärkreislauf durch Hydrolyse und Desorption gelösten Spaltprodukte sind nach neueren Erkenntnissen unterschätzt.

Die radiologischen Auswirkungen werden in Form einer Gesundheitsdosis (Health Effects Dose) im Abstand von 2.5 km angegeben unter Einbeziehung unterschiedlicher Schadensdosen für verschiedene Belastungsarten. Die dabei zugrunde gelegten Modelle wurden von uns nicht überprüft.

Die AIPA-Studie ist als eine Basis für ein rationales Studium der Sicherheit eines HTR anzusehen. Sie ist umfassend und enthält wertvolle Hinweise für Verbesserungsmöglichkeiten bei der Auslegung dieser Anlage, die auch für HTR schlechthin bedeutsam sind. Durch eine Beseitigung der aufgeführten Meinungsverschiedenheiten und Schwächen der Studie würden sich die verbliebenen Unsicherheiten weiter reduzieren lassen. Völlig andersartige Ereignisabläufe oder zusätzliche dominierende Risikobeiträge wurden bisher nicht gefunden.

Die Ergebnisse der AIPA-Studie gelten aber nicht ohne weiteres auch für deutsche Verhältnisse. Zunächst gibt es im Genehmigungsverfahren unterschiedliche Anforderungen bezüglich des Redundanzgrades von Systemen, bezüglich des Maßes an Diversität, Entmaschung und Automatisierung. Daraus folgen auch bei sonst gleichem Basiskonzept Unterschiede in Aufbau und Funktion von Sicherheitssystemen, die bei einer probabilistischen Analyse zu berücksichtigen sind. Hinzu kommen die Einflüsse unterschiedlicher Standortverhältnisse, die bei der Behandlung äußerer Einwirkungen als störfallauslösende Ereignisse zu berücksichtigen sind und die Auslegung wichtiger Anlagenteile, wie z.B. des Reaktorschutzgebäudes, entscheidend beeinflussen. Dementsprechend wurden die deutschen Arbeiten mit der Phase Ib fortgesetzt, in der unter weitgehender Beibehaltung der Methoden und Modelle die AIPA-Studie auf deutsche Verhältnisse übertragen und in ihr enthaltene Schwachstellen beseitigt werden sollten.

Für die anlagentechnischen Untersuchungen diente das HTR-1160-Konzept des Konsortium Hochtemperatur-Reaktorbau-GmbH (HRB)/Brown, Boveri & Cie (BBC) als Referenzanlage. Bei dieser Anlage handelt es sich um das an deutsche Anforderungen angepaßte HTGR-1160-Konzept, das General Atomic entwickelt hat und das auch der AIPA-Studie zugrunde lag. So ließ sich auch der Analyseaufwand begrenzen und der Einfluß der deutschen Genehmigungspraxis aufzeigen.

Der HTR-1160 ist in Angebots- und Genehmigungsunterlagen beschrieben, die im wesentlichen auf amerikanischen Unterlagen aufbauen. Für die Anlage hatten die Vereinigten Elektrizitätswerke Westfalen das Genehmigungsverfahren eingeleitet. Der Rheinisch-Westfälische Technische Überwachungsverein e.V. hat die Unterlagen begutachtet und seine Ergebnisse in einem Sicherheitsgutachten zusammengefaßt /1-12/. Es enthält auch sicherheitstechnische Auflagen und Nachweisforderungen, denen bis zu dem genannten Teilerrichtungs-Genehmigungsverfahren zu entsprechen war. Diese Arbeiten hat der Hersteller größtenteils aber nicht mehr erbracht, da die Realisierung des Projektes 1975 aufgegeben wurde. Dementsprechend waren für die systemanalytischen Arbeiten bei offenen Punkten und fehlenden Systemdetails Annahmen erforderlich, die in Abstimmung mit dem Hersteller nach derzeitigem Stand der Technik für die Studie getroffen wurden.

Die Anlage ist mit ihren Systemen so, wie sie den Analysen zugrunde liegen, in einem ergänzenden Bericht festgeschrieben. Die Zahlenwerte gelten natürlich nur für dieses Konzept, das den sonst üblichen Optimierungsprozeß nicht durchlaufen hat. Identifizierte Schwächen in der Systemauslegung wurden im Verlaufe der Analysen zunächst nicht behoben. Inwieweit sie das jeweilige Ergebnis bestimmen, wird im Text ausgewiesen. In ergänzenden Untersuchungen wurden geringfügige und weiterreichende Änderungen an der Systemauslegung vorgeschlagen und die dadurch erzielbare Risikoreduzierung abgeschätzt (siehe Kap. 7).

Insgesamt zeigte sich, daß die verfügbaren Unterlagen über den HTR-1160 für die im Rahmen der Studie durchgeführten Analysen ausreichen. Die deutsche Anlage weist gegenüber der amerikanischen vor allem im Nachwärmeabfuhr-Konzept und Automatisierungsgrad einige Änderungen auf, die das Risiko an einigen Punkten zur ungünstigen Seite hin beeinflussen. Die Anlagenunterschiede sind zusammen mit weiteren Einzelheiten zur Referenzanlage in Kap. 3 dieses Berichtes dargelegt.

Als Maß für den Schaden, den die untersuchten Ereignisse hervorrufen können, dient die an die Umgebung abgegebene nuklid-spezifische Aktivität ( $C_i$  kumuliert und zeitabhängig) einschließlich der Angabe des Freisetzungsortes, des

-beginns und der -dauer. Die Folgen einer Aktivitätsfreisetzung, wie etwa hervorgerufene gesundheitliche Schäden, und mögliche Gegenmaßnahmen, wie Evakuierung der Bevölkerung, werden wegen des Überblickcharakters im Rahmen dieser Studie nicht betrachtet.

Die AIPA-Studie gibt den Schaden als Personendosis (rem) in einem Abstand von 2,5 km von der Anlage bei mittleren amerikanischen Ausbreitungsbedingungen an. Für den Vergleich mit den Ergebnissen dieser Studie wird auf Freisetzungen in die Umgebung (Ci) zurückgerechnet.

Für die Analysen mußte von konkreten Standortverhältnissen ausgegangen werden, da sie die Gefährdung der Anlage durch Einwirkungen von außen bestimmen. Referenzstandort war, wie ehemals vorgesehen, der Bereich 'Schmehausen'. Darüber hinaus wurde noch die Nähe zu einer verkehrsreichen Wasserstraße angenommen und qualitative Vergleiche mit anderen Standortbereichen gezogen.

Ziel der Studie ist nicht die Ermittlung einer Risiko-Summenkurve, sondern die Angabe der größten Risiko-Einzelbeiträge, und zwar in Form von repräsentativen Freisetzungen und deren Häufigkeiten (Ci per Reaktor-Jahr). Um dieses Ziel zu erreichen, war es erforderlich:

- 1) Ereignisse zu identifizieren, die einen schweren Unfall einleiten können.
- 2) Für solche Ereignisse Abläufe zu ermitteln, Risikobeiträge überschläglich abzuschätzen und ihre Bedeutung zu bewerten.
- 3) Ereignisse, die die größten Beiträge zum Risiko erwarten lassen, im Detail zu analysieren und die verbleibenden Unsicherheiten abzuschätzen.
- 4) Ereignisse, die einen nennenswerten Beitrag zum Risiko erwarten lassen oder von besonderem Interesse sind, mit geringerem Aufwand zu analysieren bzw. den Beitrag vertrauenswürdig einzugrenzen.

Diese Unterteilung der Facharbeit spiegelt sich in der Organisation dieser Studie und in der Gliederung dieses Berichtes wieder. Die Interpretation der gewonnenen Ergebnisse enthält auch einen Vergleich mit AIPA und Ausführungen zu etwaigen Unterschieden.

Analog zur amerikanischen Studie basieren die Analysen so weit wie möglich auf realistischen Annahmen; Streufaktoren berücksichtigen die verbliebenen Unsicherheiten. In der Störfallanalyse wurden größtenteils Wirksamkeitsanforderungen an die Sicherheitssysteme aus dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren übernommen. An Stellen, die für das Ergebnis sehr wichtig waren, wurden diese meist konservativen Werte durch realistischere ersetzt. In die Versagensmodelle sind Grenzwerte eingeflossen, bei deren Erreichen ein Ver-

sagen der Komponente zu erwarten ist.

Die Zuverlässigkeitskenngrößen, die in der AIPA-Studie benutzt wurden, erschienen vielfach zu optimistisch und wurden durch Daten aus der Deutschen Risikostudie und aus eigenen Recherchen ersetzt. Zur Berücksichtigung von Common-mode-Ausfällen bei gleichen Komponenten eines redundanten Systems wurde grundsätzlich ein Anteil von 10 % an der Gesamtfehlerrate pauschal angesetzt, wenn nicht aus Betriebserfahrungen andere Werte ableitbar waren.

Eingriffe der Betriebsmannschaft in den Ereignisablauf wurden nach Möglichkeit berücksichtigt, solche ausgenommen, für die in den ersten Stunden ein Eingriff ins Reaktorschutzsystem erforderlich ist. Die Behandlung hat Modellcharakter und erhebt keinen Anspruch auf Vollständigkeit, zumal der Detaillierungsgrad der technischen Unterlagen dazu nicht ausreichte. Vom Ansatz her wurden sowohl verschlimmernde als auch entschärfende Maßnahmen zugelassen, allerdings wurden Gutwilligkeit und Fachkenntnis vorausgesetzt. Der Operateur als 'Auslöser' von Störfällen wurde nicht gesondert betrachtet, da die zur Quantifizierung der auslösenden Ereignisse benutzten Häufigkeiten auf Statistiken beruhen, die neben dem technischen Versagen auch das menschliche mit einschließen.

Die für die Studie insgesamt benutzten Methoden, Modelle und Hilfsmittel werden in Kap. 2 dieses Berichtes eingehender vorgestellt, ebenso sind dort einige übergeordnete Kommentare zur AIPA-Studie zu finden.

Der vorliegende Bericht (Hauptband) gibt einen Überblick über die durchgeführten Untersuchungen und erzielten Ergebnisse und verzichtet an vielen Stellen auf Einzelheiten. Diese sind den Fachbänden zu entnehmen, die dem interessierten Leser darüber hinaus die Möglichkeit geben, die Arbeiten nachzuvollziehen und zu beurteilen.

Vorgesehen sind die Fachbände:

- I : Methodik, Daten, Modelle
- II : Transienten mit Kernaufheizung
- III : Lecks im Primärkreislauf
- IV : Einwirkungen von außen
- V : Kommentare anderer, Änderungen der Systemauslegung

### 1.3 ABWICKLUNG, ORGANISATION

Die Arbeiten zu diesem Teil des Vorhabens wurden gleichverantwortlich von der Kernforschungsanlage Jülich GmbH Institut für Nukleare Sicherheitsforschung (KFA-ISF) und der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) durchgeführt. Sie begannen im Sommer des Jahres 1978. Die organisatorische Federführung lag bei der KFA und die Gesamtleitung bei KFA-ISF.

Die Partner haben die Analysen gegenseitig soweit nachvollzogen, daß sie die Ergebnisse gemeinsam tragen. Die Aufteilung der Arbeiten ist aus Bild 1-1 ersichtlich.

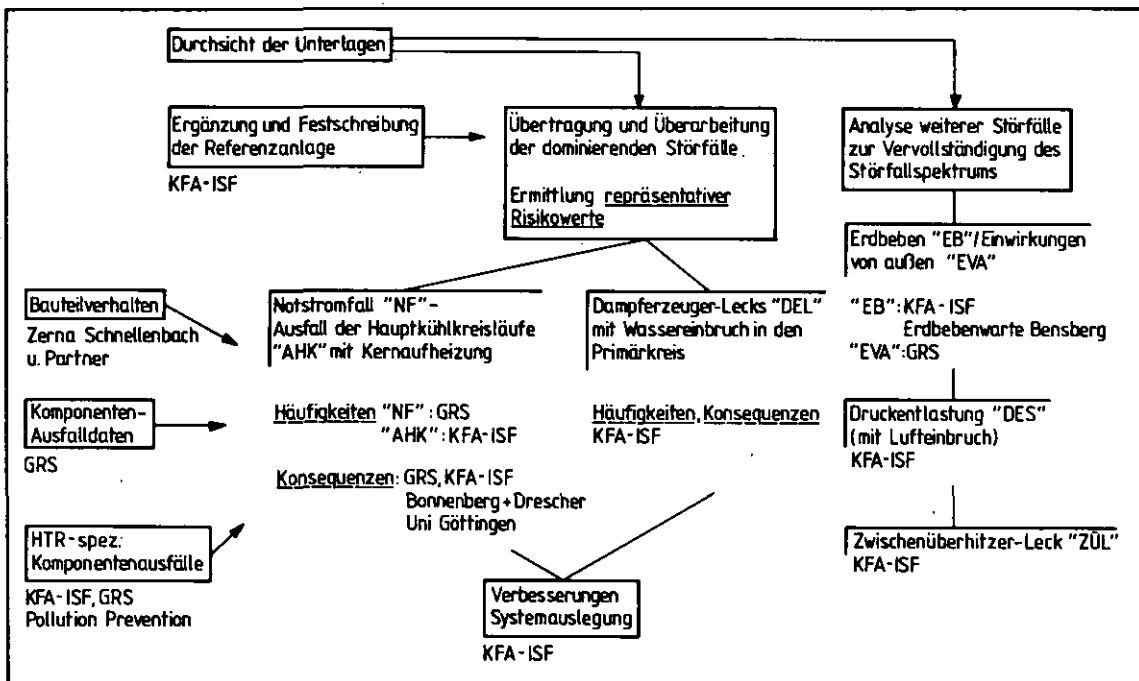


Bild 1-1: Aufteilung der Facharbeit

Für die Bearbeitung verschiedener Teilaufgaben und zur Beratung einzelner Aspekte wurden weitere Institutionen hinzugezogen:

- . Für das Spaltproduktverhalten im Reaktorschutzgebäude (Sicherheitseinschluß) Bonnenberg+Drescher, unterstützt durch die GRS und das Kernforschungszentrum Karlsruhe.
- . Für das Versagen von Reaktordruckbehälter und Reaktorschutzgebäude unter Betriebs- und Unfallbedingungen Zerna, Schnellenbach und Partner.
- . Für die Behandlung brennbarer Gemische im Reaktorschutzgebäude Prof. Dr.

H.-G. Wagner, Institut für Physikalische Chemie der Universität Göttingen.  
 . Für die Abschätzung von Auftretenswahrscheinlichkeiten schwerer Erdbeben  
 Prof. Dr. L. Ahorner von der Erdbebenwerte Bensberg der Universität Köln.

Betriebserfahrungen mit britischen gasgekühlten Reaktoren wurden vom Central Electricity Generating Board zur Verfügung gestellt und von L. Cave, Pollution Prevention (Consultants) Ltd. ausgewertet, um so die Datenbasis für HTR-spezifische Komponenten zu verbreitern. Weitere Informationen stammen von der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) und dem ehemaligen Dragon-Projekt.

Die technischen Unterlagen zur Referenzanlage wurden vom Konzept-Anbieter, der Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH und Brown, Boveri & Cie, bereitgestellt und erläutert; wertende Tätigkeiten wurden nicht erbracht.

Mit dem Verfasser der AIPA-Studie, der General Atomic Comp., wurden mit freundlicher Zustimmung durch das US-Department of Energy Gespräche geführt, deren Ziel es war, nicht veröffentlichte Einzelheiten zu erfragen, Fehlinterpretationen des Textes zu vermeiden sowie sich über neuere Arbeiten und Meinungsunterschiede auszutauschen. Darüber hinaus standen im Prinzip alle AIPA-Rechenprogramme einschließlich der Eingabedaten zur Verfügung. Sie wurden im Rahmen der Konsequenzenanalyse nach sorgfältiger Prüfung und Anpassung der Eingabedaten auch eingesetzt, und zwar vor allem bei Fragestellungen, die typisch sind für HTR mit blockförmigen Brennelementen und deren Beantwortung sonst eigene Programmentwicklung bedingt hätte.

Arbeiten und Ergebnisse der Deutschen Risikostudie wurden genutzt, soweit das terminlich und fachlich möglich war. Zu nennen sind vor allem die Zuverlässigkeitskenngrößen für ähnliche Komponenten, Rechenprogramme für probabilistische Analysen und das Modell zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens innerhalb des Reaktorschutzgebäudes bzw. des Sicherheitseinschlusses.

Allen Institutionen und Personen, die an der Studie mitgearbeitet haben, sei an dieser Stelle für ihre Beiträge, die gute Zusammenarbeit und ihr Engagement gedankt. Gleiches gebührt denen, die beratend oder in anderer Weise tätig waren, vor allem dem Bundesminister des Innern, der durch seine finanzielle Förderung die Studie in dieser Form ermöglicht hat.

## SCHRIFTTUM

- /1-1/ Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 12. Oktober 1977; Bekanntmachung vom 21. Oktober 1977 im Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. November 1977, Druck und Versand: GRS, Köln
- /1-2/ Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants. United States Atomic Energy Commissions, WASH-740, 1957
- /1-3/ Wolters, J. et al: Untersuchungen zu den Auswirkungen hypothetischer Störfälle bei Hochtemperaturreaktoren, Teil 2, Jül-1466, 1977
- /1-4/ Farmer, F.R.: Siting Criteria - A New Approach, IAEA Proceedings Series Containment and Siting of Nuclear Power Plants, Wien 1977
- /1-5/ Rasmussen, N.C.: Reactor Study - An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants. United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /1-6/ Lewis, H.W.: Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commission (NUREG/CR-0400), 1978
- /1-7/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie: Deutsche Risiko-studie Kernkraftwerke. Verlag TÜV Rheinland, Köln, ISBN 3-921059-67-4, 1979
- /1-8/ General Atomic Company: HTGR Accident Initiation and Progression Analysis. Status Report for US Department of Energy, GA-A 13617, 1976/77
- /1-9/ General Atomic Company: HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Phase II, Report for US Department of Energy, GA-A 15000, 1978
- /1-10/ Kröger, W. et al.: Sicherheitsstudie für HTR unter deutschen Standortbedingungen, 1. Teilbericht: Kritische Bewertung der AIPA-Studie. Jül-Spez-19, 1978
- /1-11/ Ergänzungsband zu /1-10/ mit Kommentaren zu AIPA-Phase II. Jül-Spez-35, 1979
- /1-12/ Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungsverein: Sicherheitsgutachten über das 1160-MWe-Demonstrationskraftwerk mit Hochtemperaturreaktor. 1977

## 2. GRUNDLAGEN

### 2.1 REFERENZANLAGE

#### 2.1.1 EINLEITUNG

Referenzanlage für die Analysen war das Konzept der vom Firmenkonsortium Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB) und Brown, Boveri & Cie. AG (BBC) angebotenen 'HTR-1160'-Kernkraftwerkanlage.

Das Konzept sieht zur Wärmeerzeugung einen Hochtemperaturreaktor von 3000 MW<sub>th</sub> vor. Der HTR-1160 fällt damit in die Leistungsklasse der zur Zeit kommerziell betriebenen modernen Druckwasserreaktoren - etwa vom Typ Biblis.

Sicherheits- und Risikoanalysen technischer Anlagen erfordern für die Untersuchungen der Systemtechnik detaillierte Unterlagen. Da der HTR-1160 bisher nicht gebaut wurde, mußte vor Beginn der analytischen Arbeiten sorgfältig geprüft werden, ob die vorhandenen Dokumente für die Analyse ausreichten. Das Konzept der gewählten Anlage ist eine Übertragung und Anpassung des in den USA von der General Atomic Comp. (GA) entwickelten HTGR-1160 an deutsche Standort- und Genehmigungsbedingungen. Da die wesentlichen Systeme und Auslegungsmerkmale des deutschen und amerikanischen Konzeptes fast identisch sind, konnten häufig neben den Unterlagen über den HTR-1160 auch die des HTGR-1160 benutzt werden.

Für den HTGR-1160 hat GA die 'HTGR ACCIDENT INITIATION AND PROGRESSION ANALYSIS' (AIPA) erstellt.

Grundlage der AIPA-Systemanalysen ist der 'General Atomic Standard Safety Analysis Report (GASSAR)' /2-1/, in dem wesentliche Details der Technik, der Sicherheitseinrichtungen und des Verhaltens der Anlage beschrieben sind. Darüber hinaus existieren 'Safety Evaluation Reports' (SER) /2-2/ für die HTR-Anlagen SUMMIT und FULTON mit den entsprechenden Preliminary Safety Analysis Reports (PSAR) /2-3/. Diese SERs erarbeitete die amerikanische Genehmigungsbehörde zum Zwecke einer grundsätzlichen Errichtungsgenehmigung.

In Deutschland verfaßten HRB und BBC für das Konzept- und Standortgenehmigungsverfahren eines HTR den 'Sicherheitsbericht 1160-MWe-HTR-Demonstrations-Kernkraftwerk' /2-4/, der dem GASSAR in komprimierter Form entspricht. Der



Sicherheitsbericht und die Konzeptunterlagen, auf die er sich bezieht, konnten für die Analysen weitgehend genutzt werden.

Die Konzept- und Standortunterlagen sowie die Angebotsunterlagen für potentielle Betreiber sind vom Rheinisch- Westfälischen Technischen Überwachungsverein e.V. begutachtet und die Gutachten in dem 'Sicherheitsgutachten über das 1160-MWe-Demonstrations-Kernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor' /1-12/ zusammengefaßt worden. Dieses Sicherheitsgutachten enthält neben der Begutachtung der Systeme, der Komponenten und des Anlagenverhaltens eine Reihe sicherheitstechnischer Auflagen und Nachweisforderungen. Die daraus resultierenden Konzeptänderungen hätten bis zu den im Sicherheitsgutachten genannten Teilerrichtungs-Genehmigungsverfahren (TEG) berücksichtigt werden müssen.

Einige Auflagen sind nur durch gewisse Änderungen an den vorliegenden Plänen und Konstruktionen zu erfüllen. Da die Konkretisierung des HTR-1160-Konzeptes jedoch auf dem Stand der 2. TEG gestoppt wurde, konnten weitergehende Auflagen zum Teil noch nicht berücksichtigt werden.

Berührten diese offenen Punkte die Analysen, oder waren Systemdetails aus den Unterlagen nicht hinreichend genau zu entnehmen, so wurden sie nach Diskussion mit HRB und BBC nach dem derzeitigen Stand der Technik festgeschrieben. Änderungen, Annahmen oder Präzisierungen, die über die seinerzeit vorliegenden Unterlagen hinausgehen, sind in einem ergänzenden Bericht zu dieser Studie dokumentiert. Dieser Bericht beschreibt also die betroffenen Systeme so, wie sie den Analysen zugrunde gelegt wurden.

Obwohl die Auslegung des in der Bundesrepublik angebotenen HTR-1160 im wesentlichen mit der des amerikanischen HTGR-1160 übereinstimmt, gibt es doch einige Änderungen, die unterschiedliche Ergebnisse in AIPA und PSH erwarten ließen. Auf diese Unterschiede wird an den betreffenden Stellen hingewiesen.

Insgesamt zeigt sich, daß die verfügbaren Unterlagen über den HTR-1160 für die Analysen im Rahmen der Studie ausreichten. In den folgenden Ausführungen soll ein kurzer Überblick über den Aufbau und die Funktionsweise des HTR-1160-Kraftwerkes gegeben werden.

### 2.1.2 AUFBAU UND SICHERHEITSKONZEPT

Bild 2-1 zeigt ein Prinzipschaltbild des HTR-1160; die wichtigsten Auslegungsdaten sind in Tabelle 2-1 zusammengestellt.

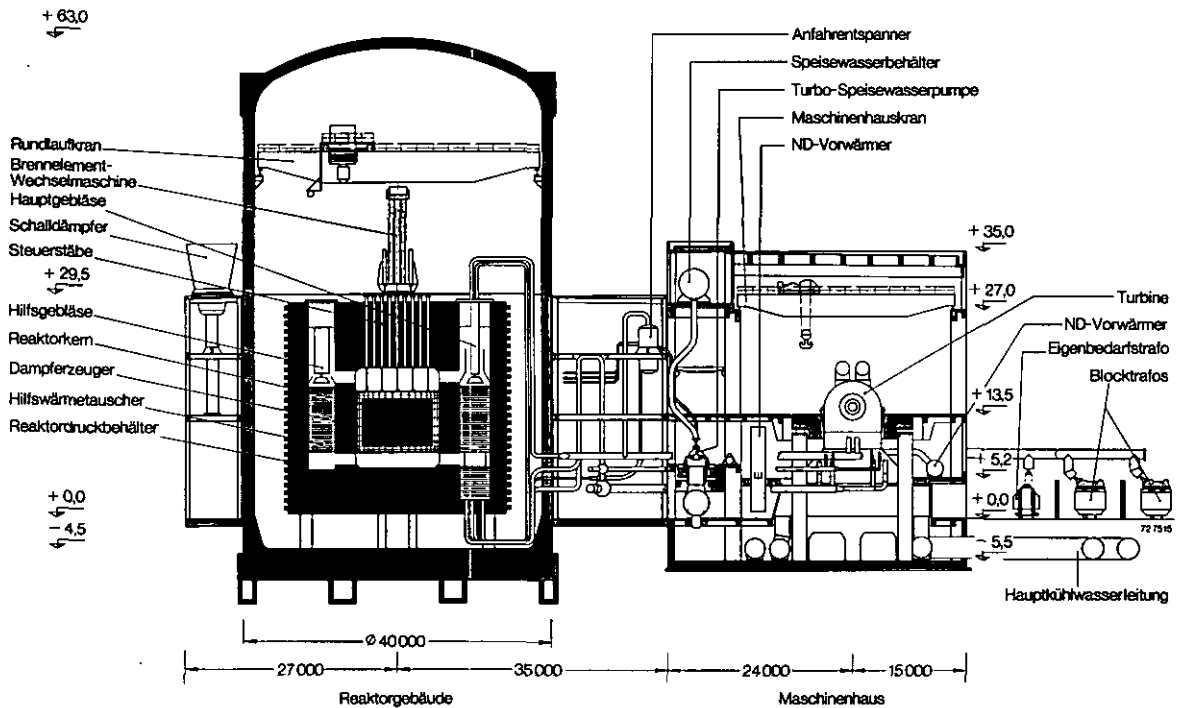


Bild 2-1: HTR-1160 Prinzipschaltbild

Die im nuklearen Teil der Anlage erzeugte Wärme wird durch das Kühlmittel Helium an einen geschlossenen Wasser-Dampf-Kreislauf übertragen. Mit dem produzierten Dampf wird die Turbine des Generators zur Erzeugung einer elektrischen Netto-Leistung von 1160 MW angetrieben.

Der Dampf wird hinter der Turbine durch Wärmeentzug niedergeschlagen und den Dampferzeugern als Kondensat erneut zugeführt. Ein ebenfalls geschlossener Kühlkreislauf gibt die im Kondensator anfallende Energie an einen Trockenkühlturm ab.

Um eine Gefährdung der Umgebung durch Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte weitgehend auszuschließen, sieht das Sicherheitskonzept des HTR-1160 drei Strukturbarrieren vor:

- Beschichtung der Brennstoffteilchen und die Graphitmatrix der Brennelemente
- Umschließung des Primärkreislaufes durch einen gasdichten und druckfesten Reaktordruckbehälter aus Spannbeton

<u>Thermische Leistung</u>	MW	3000	<u>Dampfcondition</u> (Gebläseturbine)		
<u>Elektrische Nettoleistung</u>	MW	1155	Durchsatz	kg/s	167
<u>Netto- Anlagenwirkungsgrad</u>	%	37.7	Eintrittstemperatur	°C	388
<u>Reaktor-Kern</u>			Druck-Turbineneintritt	bar	65
<u>Brennelemente</u> : Graphitblocks mit hexagonalem Querschnitt			Druck-Turbinenausritt	bar	45
Anzahl der Säulen		493	<u>Dampferzeuger-He-Einlaßtemperatur</u>	°C	727
Anzahl der Brennelemente je Säule		8	<u>Dampferzeuger-He-Auslaßtemperatur</u>	°C	310
Abmessung: SW/h	mm/mm	360/793	<u>Hilfskühlsystem</u>		
<u>Reflektorelemente</u> : Graphitblocks			ges. Hilfsgebläse-He-Durchsatz	kg/s	80
austauschbarer Seitenreflektor: hexagonaler Querschnitt			max. Wärmeabfuhr	MW	4 x 70
Anzahl der Elemente		1368	<u>Hilfswärmetauscher</u> :		
fester Seitenreflektor: angepaßter Querschnitt			Wasserdurchsatz je Loop	kg/s	115
Anzahl der Elemente		216	Wasserdruck am Austritt	bar	35.5
Seitenreflektordicke	m	1.0	<u>Reaktivitätskontrollsystem</u>		
Decken- und Bodenreflektor (austauschbar): hexag. Querschn.			<u>1. Abschaltssystem</u>		
Anzahl der Elemente		1899	Anzahl der Kontrollstäbe		146
Decken- bzw. Bodenreflektordicke	m	1.2	Anzahl der Stäbe pro Antrieb		2
<u>Plenumelemente</u> : Stahlgußblöcke mit hexagonalem Querschnitt			aktive Länge	m	6.4
Anzahl der Elemente		595	Antrieb	elektrisch, Doppelseiltrommel	
<u>Kern-Tragblöcke</u> : Graphitblöcke mit hexagonalem Querschnitt			Einfahrzeit-Schnellabschaltung	s	22±3
Anzahl		121	<u>2. Abschaltssystem</u>		
<u>Kern-Tragsäulen</u> : zylindrische Graphitsäulen			Aufbau: Borkarbid-Graphitkugeln in Beschickungsbehältern		
Anzahl		363	Anzahl der Beschickungsbehälter		73
<u>aktiver-Kern</u> :			Auslösemethode: manuell		
Durchmesser/Höhe	m/m	8,4/6.3	<u>Nukleares Dampferzeugungssystem</u>		
aktives Kern-Volumen	m <sup>3</sup>	354	Dampferzeuger 1(6)		
Kern-Leistungsdichte	MW/m <sup>3</sup>	8.4	Speisewasser: Eintritt		
Schwermetalleinsatz (Erstkern)			Druck	bar	204
Thorium/Uran	kg/kg	37487/1725	Temperatur	°C	188
U <sub>235</sub> -Anreicherung	%	93	Durchsatz	kg/s	169
Brennelementeinsatzdauer	a	4	Austritt (Dampf)		
Kern-Kühlgasdurchsatz (Helium)	kg/s	1366	Druck	bar	173
Kühlgastemperatur: Kern-Eintritt	°C	319	Temperatur	°C	513
Kühlgastemperatur: Kern-Austritt	°C	741	<u>Zwischenüberhitzer 1 (6)</u>		
durchschnittliche Brennstabtemperatur	°C	860	Dampf: Eintritt		
durchschnittliche Moderatortemperatur (Graphit)	°C	770	Druck	bar	44
Kühlgasdruck (Kern)	bar	50	Temperatur	°C	337
<u>Reaktordruckbehälter (Spannbetonbehälter)</u>			Durchsatz	kg/s	168
Abmessungen:			Austritt		
Höhe/Durchmesser	m/m	27.8/30.6	Druck	bar	40
1 Core-Kaverne (h/d)	m/m	14.4/11.3	Temperatur	°C	539
6 Dampferzeuger-Kavernen (d)	m	4.0	<u>Reaktorschutzgebäude</u>		
4 Hilfswärmetauscher-Kavernen (d)	m	2.1	Innendurchmesser, zylindr. Teil	m	40
Deckenstärke	m	5.6	Innenhöhe	m	67
Linerstärke	mm	12.7 bis 19	freies Volumen	m <sup>3</sup>	55100
Betriebsdruck	bar	50	Wandstärke Kuppel	m	1.60
Auslegungsdruck	bar	53.4	Fundamentdicke	m	3.7
Gewicht:			Stahl linerdicke	mm	6.4
Beton	t	38200	Auslegungsdruck	bar	4.65
Bewehrung (Stahl)	t	1070	Auslegungstemperatur	°C	385
Reaktor-Kern	t	860			
<u>Hauptkühlsystem</u>					
Durchsatz Heliumgebläse 1(6)	kg/s	236			
Druck-Gebläseaustritt	bar	50			
Gebläseleistung	MW	10.5			

Tabelle 2-1: Wichtige Auslegungsdaten des HTR-1160

- Umschließung des Reaktordruckbehälters durch ein gasdichtes und druckfestes Reaktorschutzgebäude.

Spaltprodukte können also nur in die Umgebung gelangen, wenn sie diese Barrieren überwinden. Um die Integrität der Barrieren zu wahren, sind redundante Sicherheitsmaßnahmen vorgesehen.

Das Reaktorschutzgebäude und die Anlagengebäude, die Komponenten und Teile von Sicherheitssystemen enthalten, sollen so ausgelegt werden, daß sie Belastungen aus Erdbeben, Explosionsdruckwellen und Flugzeugabstürzen standhalten.

### 2.1.3 WICHTIGE SYSTEME

Zum Betrieb der Anlage und zur Beherrschung eventueller Störungen sind eine Vielzahl von Systemen und Komponenten erforderlich. Die wichtigsten Anlagenteile, Systeme und Komponenten sind:

- Reaktorkern
- erstes und zweites Abschaltssystem
- Hauptkühlsystem (HaKS)
- Hilfskühlsystem (HiKS)
- Reaktordruckbehälter aus Spannbeton (RDB)
- Reaktorschutzgebäude (RSG)
- Reaktorschutzsystem (RSS)
- Eigenbedarfs- und Notstromversorgung
- Heliumanlagen.

Die Beschreibung des Kraftwerkes ist in dem vorliegenden Band auf diese Anlagenteile beschränkt.

#### 2.1.3.1 Reaktorkern und Abschaltssysteme

Der Reaktorkern besteht aus 493 Brennelementsäulen mit hexagonalen Querschnitten (Bild 2-2). Jeweils sechs Säulen und eine Zentralsäule bilden - mit Ausnahme der Randbereiche - eine der 73 Regionen des Kernes.

Die Brennelementsäulen setzen sich - von oben nach unten gesehen - aus zwei Deckenreflektorböcken aus Graphit, acht Brennelementblöcken und zwei Bodenreflektorelementen zusammen. Fest eingebaute Graphitsäulen bilden zusammen mit auswechselbaren Säulen einen Seitenreflektor.

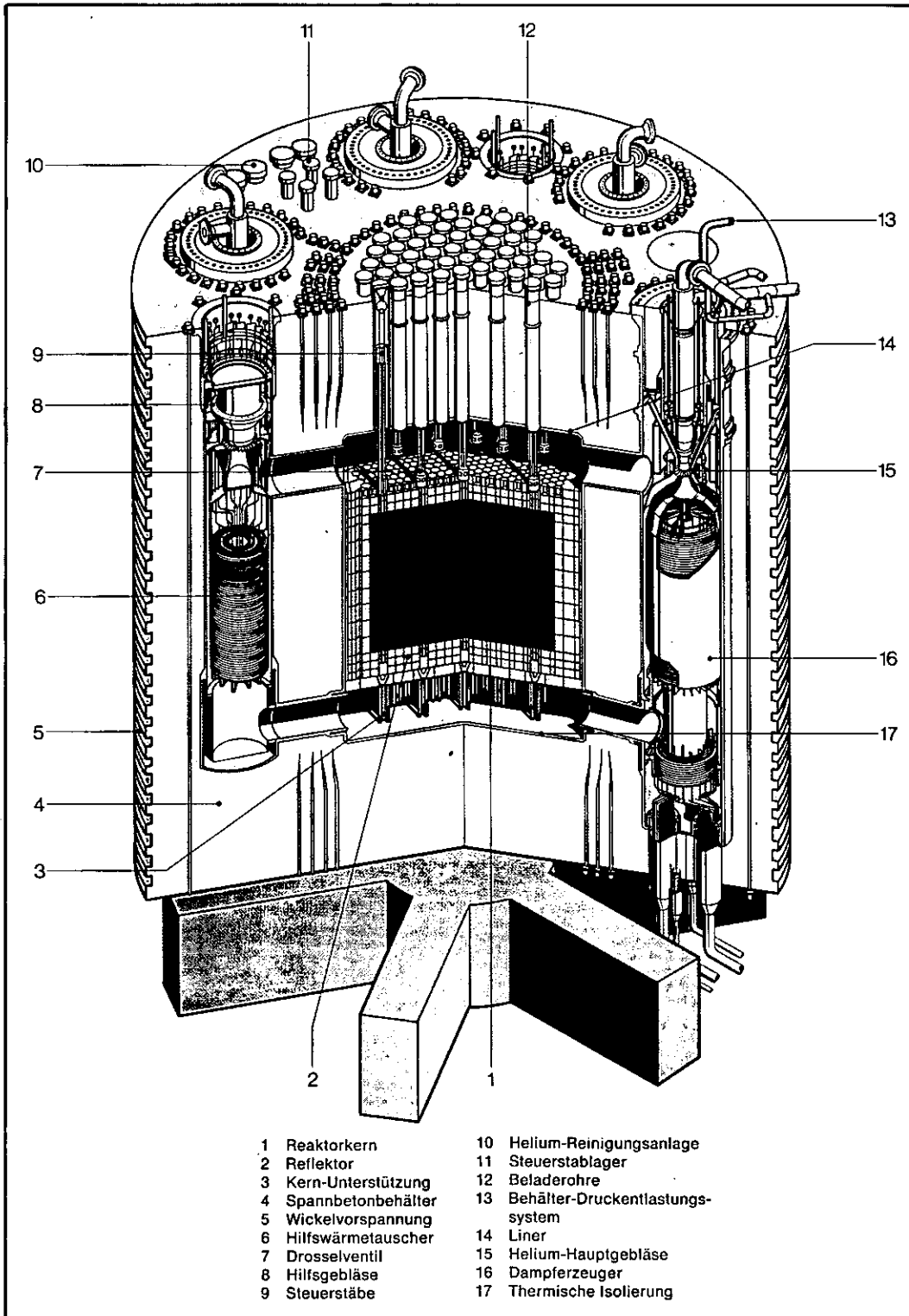


Bild 2-2: Schnitt durch den Reaktordruckbehälter des HTR-1160

Die Brennelemente der Säulen bestehen aus Graphitblöcken, die mit Kühlkanälen und axialen Bohrungen zur Aufnahme des Brennstoffes und abbrennbarer Neutronengifte versehen sind. Die Zentralbrennelemente haben zwei zusätzliche Kanäle für die Steuerstäbe sowie einen weiteren Kanal für die Aufnahme der Borgraphitkugeln des zweiten Abschaltsystems (Bild 2-3).

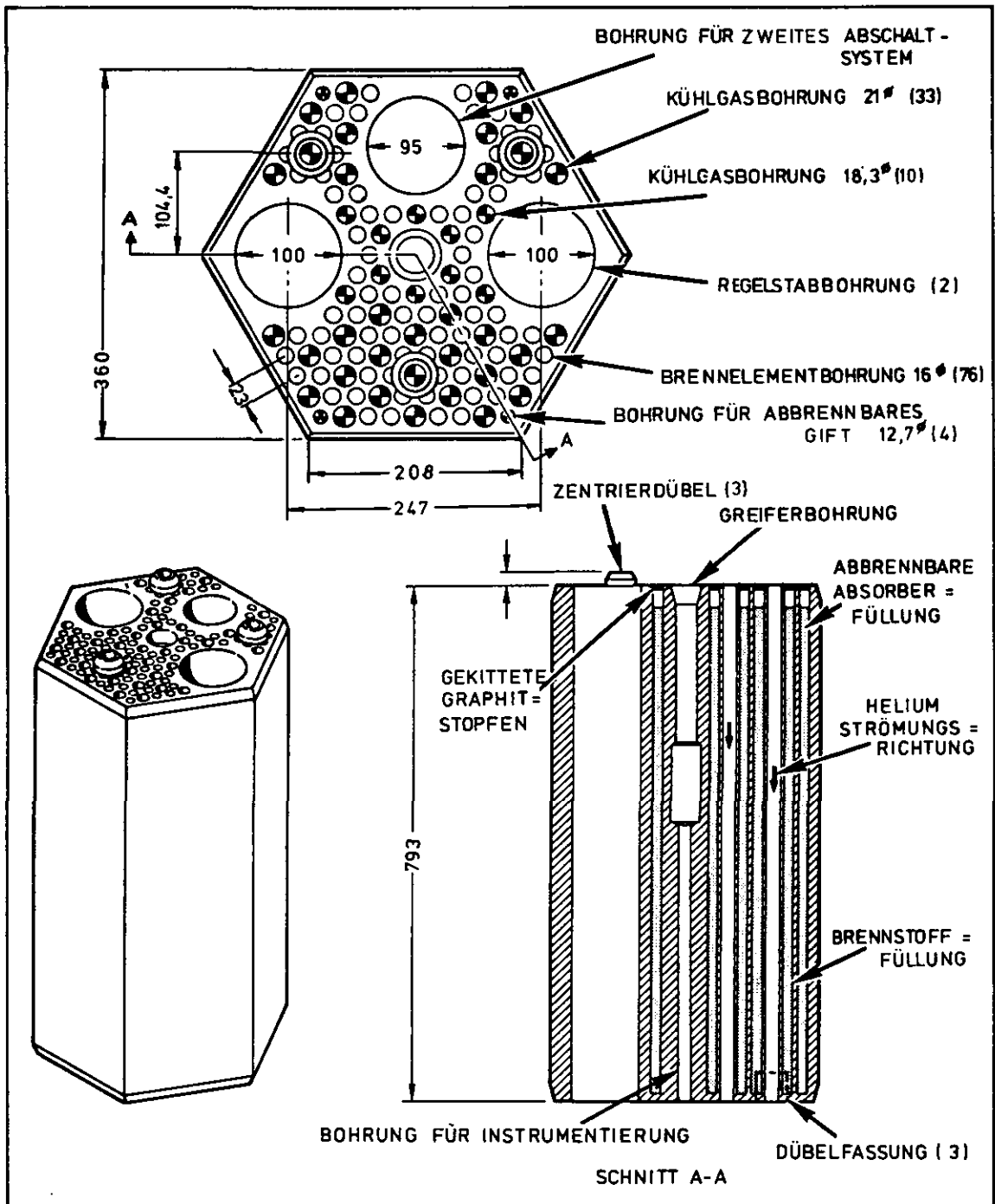


Bild 2-3: Gesamtansicht und Schnittbilder eines Zentralbrennelementes

Die Brennstoffstäbe in den Brennelementen bestehen aus einer homogenen Mischung aus Abbrand- und Brutpartikeln, die in eine Graphitmatrix eingebettet sind (Bild 2-4).

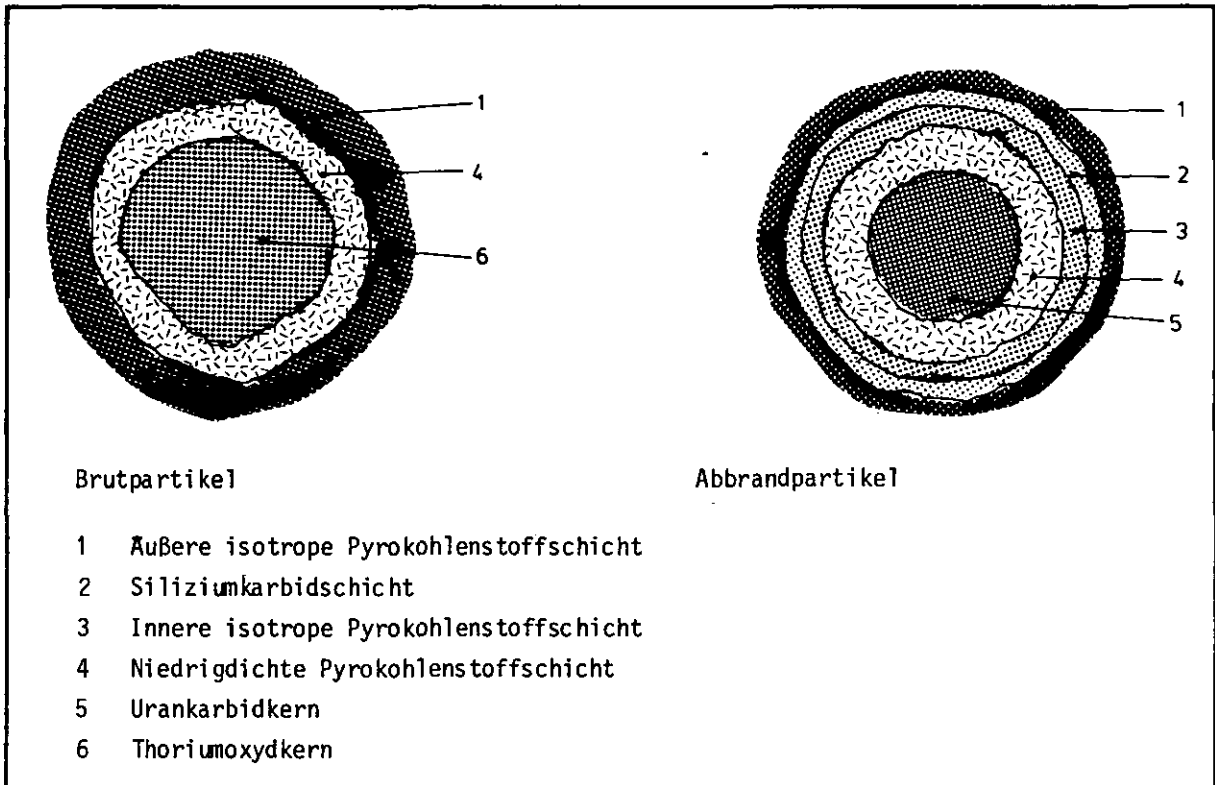


Bild 2-4: Schnittbilder der Brennstoffpartikel

Abbrandpartikel enthalten hochangereichertes Uran-235 in Form von Urankarbid, das mit Pyrokohlenstoff- und Siliziumkarbidschichten umgeben ist. Der Durchmesser ist etwa  $200\ \mu\text{m}$ . Brutpartikel enthalten Thorium-232 in Form von Thoriumoxid, besitzen einen Durchmesser von  $500\ \mu\text{m}$  und werden ausschließlich mit Pyrokohlenstoff beschichtet. Die Beschichtung hält den größten Teil der radioaktiven Spaltprodukte zurück.

Der gesamte Reaktorkern ruht auf einer Tragkonstruktion aus Graphitblöcken und -säulen. Seitlich wird der Kern durch eine Stützkonstruktion mit Federpaketen fixiert, die durch einen Helium-Bypass gekühlt werden.

Der HTR-1160 verfügt über zwei unabhängige und nach unterschiedlichen Prinzipien arbeitende Abschaltssysteme, die in 73 Steuerstabeinheiten zusammengefaßt sind (Bild 2-5). Die Steuerstabeinheiten sind in den Beladerohren im Deckenbereich des Spannbetonbehälters montiert.

Das erste Abschaltssystem wird durch 73 Absorberstabpaare gebildet, die im Normalbetrieb zur Steuerung des Reaktors mit Elektromotoren in den dafür vorgesehenen Bohrungen der Brennelementssäulen verfahren werden können. Bei Anforderung einer Schnellabschaltung wird die Haltespannung an den Elektromotoren unterbrochen, die Steuerstäbe fallen selbsttätig durch ihr Gewicht in den

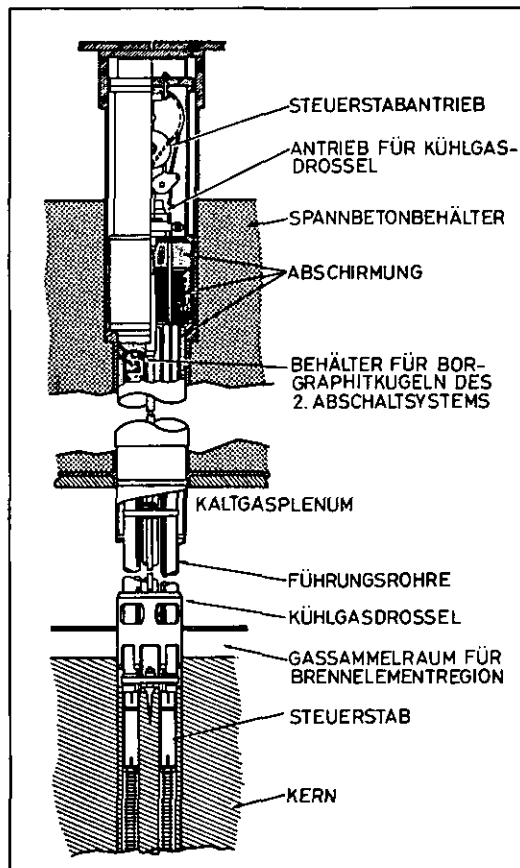


Bild 2-5: Steuerstabeinheit

Kern. Dieses System löst also bei Energieausfall automatisch eine Schnellabschaltung aus (Fail-Safe-Prinzip).

Unabhängig vom 1. Abschaltssystem kann durch den Operateur das 2. Abschaltssystem eingesetzt werden. Das System besteht aus Absorberkugel-Behältern, die durch Berstscheiben verschlossen sind. Durch Öffnen der Ventile von angeschlossenen Heliumdruckflaschen können die Berstscheiben zerstört werden. Die Absorberkugeln fallen dann über ein Führungsrohr in die dafür vorgesehenen Bohrungen der Brennelementsäulen.

#### 2.1.3.2 Haupt- und Hilfskühlsystem

Das Hauptkühlsystem führt bei normalem Reaktorbetrieb die im Kern erzeugte Wärme ab. Auch bei Störfällen, sofern sie nicht zum Ausfall dieses Systems führen, wird der Reaktor mit dem Hauptkühlsystem gekühlt. Bei Ausfällen des Hauptkühlsystems wird vom Reaktorschutzsystem sofort das Hilfskühlsystem angefordert, das dann die Nachwärmeabfuhr übernimmt.



Die sechs Dampferzeuger des Hauptkühlsystems sind im Reaktordruckbehälter untergebracht (Bild 2-2). Jedem der sechs Dampferzeuger ist eine Heliumgebläseeinheit zugeordnet, die im oberen Teil der Dampferzeugerkaverne montiert ist. Die Heliumgebläse des Hauptkühlsystems drücken das Kühlgas mit 50 bar und einer Temperatur von etwa 320 °C von oben in den Reaktorkern. Es wird dort aufgeheizt und hat am Austritt des Reaktorkerns nach Durchmischung mit Bypaßströmungen eine Temperatur von etwa 740 °C. In den Dampferzeugern strömt das Helium zuerst in Abwärtsrichtung durch den Zwischenüberhitzer, wird in einem Zentralrohr nach oben geführt, umgeleitet und durchströmt in Abwärtsrichtung Überhitzer, Verdampfer und Vorwärmer und wird schließlich am äußeren Umfang des Dampferzeugers wieder abgekühlt nach oben zu den Gebläsen geführt. Das einstufige Gebläse wird von einer ebenfalls einstufigen Dampfturbine angetrieben, für die der Abdampf aus dem Hochdruckteil der Generatorturbine (65 bar) genutzt wird.

Während des An- und Abfahrens sowie bei anomalen Zuständen und Störfällen in der Anlage werden die Gebläse mit Hilfsdampf versorgt.

Die Bespeisung der Dampferzeuger übernehmen zwei turbinengetriebene Pumpen (2 x 50 %) von je 16 MW Leistung, die das Wasser aus dem Speisewasserbehälter fördern. Zu deren Antrieb wird Abdampf des Mitteldruckteiles der Turbine genutzt. Eine Versorgung mit Hilfsdampf ist ebenfalls vorgesehen. Das Wasser tritt mit 204 bar Druck und einer Temperatur von 188 °C in die Dampferzeuger ein. Bei Vollastbetrieb (100 %) der Anlage werden 169 kg/s Wasser in jeden Dampferzeuger eingespeist, das als Frischdampf mit 173 bar und 513 °C wieder austritt. Der im Hochdruckteil der Generator-Turbine entspannte und für die Heliumgebläse-Antriebsturbine genutzte abgekühlte Dampf wird im Zwischenüberhitzerteil der Dampferzeuger wieder von 337 °C auf 539 °C erhitzt, dem Mitteldruckteil der Turbine zugeleitet und gelangt danach über den Niederdruckteil in den Kondensator.

Durch Wärmeentzug schlägt sich der Dampf als Kondensat nieder; die im Kondensator anfallende Wärme wird über einen ebenfalls geschlossenen Hauptkühlwasserkreislauf an einen Trockenkühlturm abgegeben. Jeweils drei 50 % Kondensatvor- und hauptpumpen fördern das Kondensat über eine Vorwärmanlage wieder in den Speisewasserbehälter. Der Kondensatvorratshaltung dienen neben dem Speisewasserbehälter zwei Kondensatbehälter von je 450 m<sup>3</sup>. Ist ein Turbinenschnellschluß erforderlich, kann der Kreislauf durch Umfahren der Turbine über Hochdruck- und Niederdruck-Umleitstationen aufrechterhalten werden.

Störungen, die eine Wärmeabfuhr mit dem Hauptkühlsystem verhindern, führen - automatisch durch das Reaktorschutzsystem oder durch Maßnahmen des Operators -

zur Umschaltung auf Kühlung mit dem Hilfskühlsystem. Das Hilfskühlsystem ist ein Sicherheitssystem, das für den normalen Betrieb nicht erforderlich ist. Mit Anforderung des Hilfskühlsystems ist gleichzeitig eine automatische Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und eine Abschaltung des Hauptkühlsystems verbunden.

Das Hilfskühlsystem besteht aus vier getrennten Kreisläufen, deren Wärmetauscher in symmetrisch um den Kern angeordneten Kavernen des Reaktordruckbehälters untergebracht sind (Bild 2-2). Jeder Hilfskühlkreislauf ist so bemessen, daß er 50 % der Nachzerfalls- und Speicherwärme nach einer Schnellabschaltung aus dem Vollastbetrieb abführen kann. Zwei von vier Hilfskühlkreisläufen reichen also zur Nachwärmeabfuhr aus. Die Kühlgaszirkulation wird durch die vier Hilfsgebläse aufrechterhalten, die, anders als die Gebläse des Hauptkühlsystems, mit Drehstrommotoren angetrieben werden.

Um die Nachwärmeabfuhr auch bei Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung zu sichern, ist für jeden Kreislauf ein Notstrom-Dieselmotor vorgesehen. Sie versorgen außerdem alle Elektroverbraucher des Kraftwerkes, die notwendig sind, um die Anlage dauerhaft in einen sicheren Zustand zu überführen.

Wird nach einer Schnellabschaltung des Reaktors das Hilfskühlsystem angefordert, so öffnen bei Anlaufen des Hilfsgebläses die Heliumrückschlagklappen vor dem Gebläse automatisch durch den Differenzdruck, den das Gebläse erzeugt. Die Rückschlagklappen verhindern bei normalem Reaktorbetrieb einen Rückstrom des Heliums durch den Hilfskühlkreislauf.

Zu Beginn der Kühlprozedur tritt das Helium mit einer Temperatur von 892 °C in den Hilfswärmetauscher ein. Es strömt dort aufwärts, wobei es einen Teil seiner Energie an den Kühlwasserkreislauf des Systems abgibt. Am Austritt der Wärmetauscher ist es auf 227 °C abgekühlt.

Eine Umwälzpumpe in jedem Kreislauf fördert dazu etwa 115 kg/s Wasser mit einem Druck von 36 bar in die Wärmetauscher. Durch Regelung der Heliumfördermenge der Hilfsgebläsemotoren wird die Kühlwassertemperatur am Austritt des Hilfswärmetauschers auf 204 °C gehalten. Die vom Wasser aufgenommene Wärmemenge wird an einen Luftkühler abgegeben. Jeder Kreislauf hat einen eigenen Luftkühler.

### 2.1.3.3 Reaktordruckbehälter und Reaktorschutzgebäude

Die Komponenten des nuklearen Wärmeerzeugungs- und Übertragungssystems sind in einem Reaktordruckbehälter aus Spannbeton untergebracht, der die Form eines stehenden Zylinders hat. Er ruht auf einem Tragstern und ist mit der Fundamentplatte des Reaktorschutzgebäudes fest verspannt. Der Behälter hat eine Höhe von 27,6 m und einen Durchmesser von 29,4 m. Der Reaktorkern einschließlich Reflektor befindet sich in der zentralen Kaverne von 11 m Durchmesser und 14,5 m Höhe. Die Dampferzeuger und Hilfswärmetauscher mit ihren Gebläsen und Teile der Heliumreinigungsanlage sind in getrennten Kavernen symmetrisch um den Reaktorkern angeordnet.

Die Kavernen sind mit einer keramischen Wärmeisolierung, einer gasdichten Stahlauskleidung (Liner) und dem Linerkühlsystem ausgerüstet. Dieses Kühlsystem soll den Beton vor hohen Temperaturen schützen. Das Linerkühlsystem besteht aus zwei redundanten Kreisläufen. Das System ist an die Notstromversorgung angeschlossen.

Die Decke des Reaktordruckbehälters enthält eine Reihe von weiteren Aussparungen und Durchbrüchen; 79 für den Brennelementwechsel, 6 für nukleare Instrumentierung, 2 für Filter/Adsorbersystem, 4 als Speicher für Steuerstabeinheiten, 8 für Komponenten der Heliumreinigungsanlage und 3 für das Druckentlastungssystem. Außerdem sind Aussparungen für Druckmeßeinrichtungen und Neutronenflußüberwachung sowie Reserveaussparungen vorhanden. Die Aussparungen und Durchbrüche sind mit durchgehenden geschweißten Stahlauskleidungen versehen, die als gasdichte Membranen und damit als Dichtungen für das Kühlgas wirken.

Abgeschlossen werden die Behälterdurchdringungen mit Flanschverschraubungen und Sicherungen, die ein vollständiges Öffnen einer Durchführung verhindern sollen. In die größeren Durchbrüche sind Strömungsbegrenzer eingebaut, die das Leck bei Versagen eines Abschlusses auf maximal  $645 \text{ cm}^2$  begrenzen.

Zum Schutz des Reaktordruckbehälters vor unzulässig hohem Druck ist ein redundantes Druckentlastungssystem vorgesehen, das bei Überschreiten eines Grenzwertes von 53 bar öffnet und einen Teil des Kühlgases in das Reaktorschutzgebäude ausströmen läßt.

Der Nuklearteil ist von einem Reaktorschutzgebäude umgeben (Bild 2-1). Es dient als Schutz gegen äußere Einwirkungen und als Barriere gegen die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung bei Störfällen (Sicherheitseinschluß)

Die Betonkonstruktion des Schutzgebäudes muß also sowohl innere wie äußere Lasten aufnehmen können. Die innere Oberfläche der Betonkonstruktion ist durch einen Liner - eine direkt am Beton anliegende und in diesem verankerte Stahlhaut - gegen die Atmosphäre im Reaktorschutzgebäude gasdicht abgedeckt. Die Durchführungen durch die Betonkonstruktion werden als gasdichte Durchführungen ausgebildet.

Im Normalbetrieb wird das Gebäude ständig belüftet. Bei Störfällen, die zur Aktivitätsfreisetzung in das Reaktorschutzgebäude oder zum Druckanstieg führen, schließt das Reaktorschutzsystem bei Grenzwertüberschreitung automatisch die redundant ausgeführten Abschlußklappen der Lüftungsanlagen. Ein eventuell erhöhter Aktivitätspegel im Reaktorschutzgebäude kann durch Inbetriebnahme der Aerosol-Filterstraßen der Umluftfilteranlage und durch Spülen des Gebäudes mit der Spülluftanlage abgesenkt werden.

Für Druckentlastungsstörfälle ist ein Notabluftsystem vorgesehen, das erlaubt, den Druck nach Abbau der Aktivität gezielt durch Entlasten über Filterstraßen und den Kamin zu erniedrigen.

Das Reaktorschutzgebäude kann zu Wartungs- und Reparaturarbeiten betreten werden. Den Zugang gestattet in Höhe der Oberkante des Reaktordruckbehälters ein Materialtor mit eingebauter Personenschleuse sowie eine Personen- und eine Notschleuse ca. 2,0 m über der Fundamentplatte.

#### 2.1.3.4 Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem hat die Aufgabe, die für die Sicherheit der Reaktoranlage und der Umgebung wesentlichen Prozeßgrößen im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen zu überwachen, zu verarbeiten und notwendige Schutzaktionen auszulösen. Es ist allen übrigen Meß-, Steuer- und Regelsystemen übergeordnet und arbeitet von diesen völlig unabhängig.

Eine hohe Zuverlässigkeit wird durch mehrsträngigen Aufbau des Reaktorschutzsystems erreicht. Kabelwege und Aufstellungsorte der Reaktorschutzkomponenten sind räumlich nach Strängen getrennt angeordnet. Das System läßt mindestens einen Gerätefehler zu, ohne funktionsunfähig zu werden oder eine ungewollte Abschaltung hervorzurufen. Um Fehler weitgehend auszuschließen, ist das Schutzsystem in 2-von 3-Schaltung ausgeführt und mit selbsttätigen Prüfeinrichtungen versehen.

Die Schaltung wird aus folgenden Ebenen aufgebaut (Bild 2-6):

- analoge Meßwerterfassung (nukleare und konventionelle Meßkanäle),

- Grenzwertbildung und logische Verknüpfung der Grenzwertsignale zu Auslösesignalen,
- Auslösung von Abschalt- und Sicherheitsmaßnahmen.

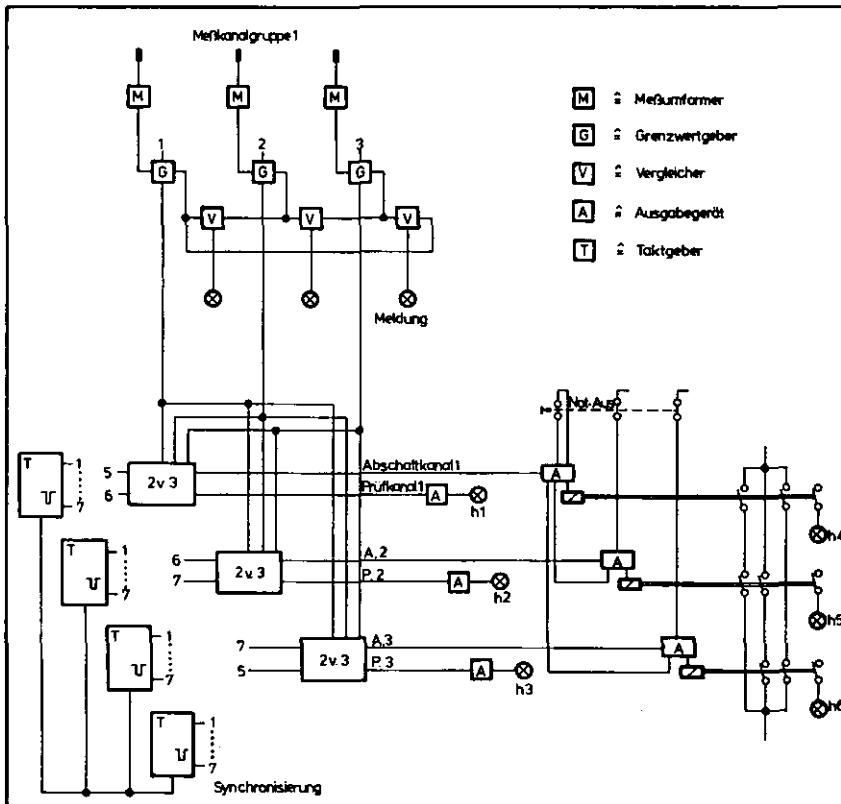


Bild 2-6: Blockschaltbild einer 2-von-3-Schutzschaltung

Die Meßwerterfassung erfolgt redundant. Je Anregekriterium (d.h. je Meßkanal) sind drei gleichartige Meßstränge vorhanden. Die Meßstränge werden kontinuierlich durch Vergleicher über die Prozeßrechenanlage auf eventuell auftretende Abweichungen überwacht.

Für die Bildung der Ausgangssignale an den Abschlußrelais aus den Signalen der Grenzwertgeber wird ein dynamisches System in kontaktloser Technik eingesetzt. Das System ist ein 2- von 3-System. In jedem analogen Kanal enthalten die drei Meßstränge jeweils Grenzwertgeber. Die Grenzwertgeber werden von einem Taktgeber mit Impulsen beaufschlagt, die sie nur weitergeben, wenn der Grenzwert nicht erreicht und der Grenzwertgeber selbst in Ordnung ist.

Das dynamische System prüft sich fortlaufend selbst auf einwandfreie Funktion.

Je nachdem, ob die Reaktorschutzaktion nach dem Fail-Safe-Prinzip (z.B. Reaktorschnellabschaltung) oder nach dem Arbeitsprinzip (z.B. Zuschalten von Gebläsen) ausgelöst wird, kommen unterschiedliche Auslöseschaltungen zur Anwendung.

Während des Betriebes kann die Abschaltfunktion überprüft werden, ohne daß eine Abschaltung ausgelöst wird. Die Prüfung erfolgt von Hand. Das Reaktorschutzsystem ist vollständig prüfbar bzw. selbstprüfend.

Zur Erkennung von Störfällen in der Anlage, die einen Eingriff des Reaktorschutzsystems erfordern, gibt es eine Anzahl von Kriterien. Bei Überschreiten von Grenzwerten entsprechender Prozeßgrößen wird eine Schutzaktion ausgelöst. Kriterien und die Schutzaktionen sind dem Übersichtsschema (Bild 2-7) zu entnehmen. Die Funktionen, die durch die Schutzaktionen eingeleitet werden, lassen sich in acht Hauptgruppen einteilen:

- A) Reaktorschnellabschaltung
  - Steuerstäbe fallen ein
  - Speisewasser- und Kühlgasdurchsatz werden gedrosselt
  - Turbogenerator wird entlastet
  - Turbinenschnellschluß wird ausgelöst
- B) Abschaltung des Hauptkühlsystems
  - Speisewasserventile werden geschlossen
  - Frischdampfventile werden geschlossen
  - Zwischenüberhitzer-Eintritts- und Austrittsventile werden geschlossen
  - Hauptkühlgasgebläse wird abgeschaltet
  - Hilfskühlsystem wird gestartet
- C) Absperren des Reaktorschutzgebäudes
  - Zuluft- und Abluftkanäle werden geschlossen
- D) Abschaltung eines Hilfskühlkreislaufes
  - Schließen des Ausgangsventils des betreffenden Hilfswärmetauschers
  - Schließen der entsprechenden Eintrittssammlerventile
  - Abschalten des Hilfsgebläses
- E) Dampferzeuger-Einzelabschaltung
  - Speisewasserabsperrrventile des defekten Dampferzeugers werden geschlossen
  - Frischdampfventile des Dampferzeugers werden geschlossen
  - Dampferzeuger-Entlastungsventile für den betroffenen Dampferzeuger werden geöffnet
  - Schließen der Zwischenüberhitzer-Eintritts- und Austrittsventile

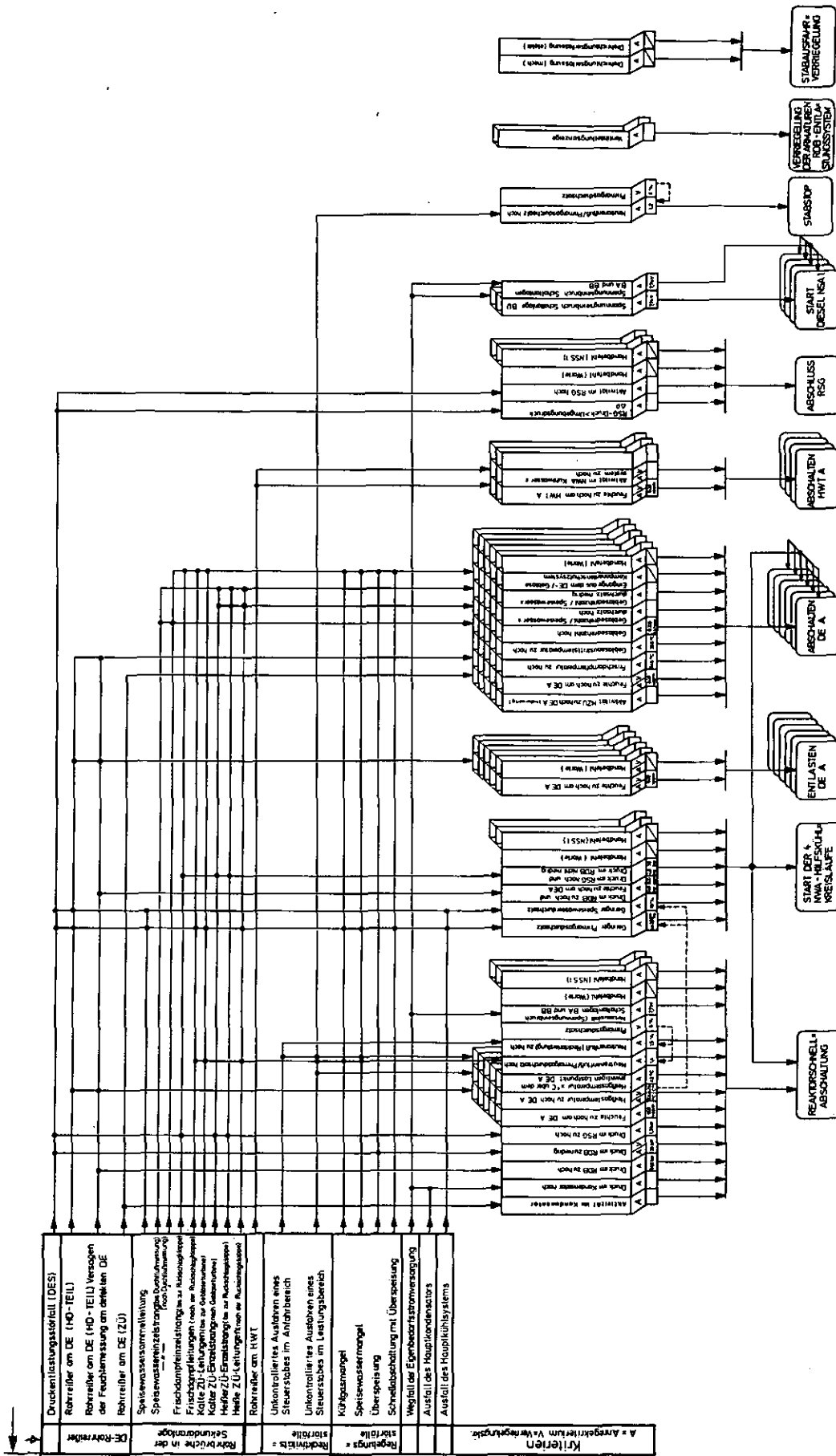


Bild 2-7: Übersichtsschema 'Störfälle - Anregungen - Schutzaktionen' (HTR-1160)

- F) Dampferzeuger-Einzelabschaltung ohne Entlasten  
wie E, jedoch ohne Dampferzeuger-Entlastung
- G) Steuerstabausfahr-Verriegelung
  - Verhindern des Ausfahrens einer unzulässigen Anzahl von Steuerstäben
- H) Absperrverhinderung beider Entlastungsleitungen des Reaktordruckbehälters
  - Unterbrechung der Antriebe für Stromversorgung

### 2.1.3.5 Elektrisches Energieversorgungssystem

Die elektrische Energieversorgung des HTR-1160 ist in Bild 2-8 dargestellt. Während des Leistungsbetriebes speist der Generator die erzeugte elektrische Energie in das 380 kV-Verbundnetz ein. Ein geringer Teil der Energie wird über den Eigenbedarfstransformator zur Versorgung der Verbraucher in der Anlage abgezweigt. Die Verbraucher sind auf zwei Eigenbedarfsschienen aufgeschaltet. Bei einem Ausfall der Turbine oder des Generators wird der Generatorschalter geöffnet und die Versorgung unterbrechungslos vom Netz übernommen. Fällt umgekehrt das äußere Verbundnetz aus, während der Generator der Anlage noch betrieben werden kann, so werden der Reaktor und die Turbinen bis zu einer Leistung des Eigenbedarfs abgefahren.

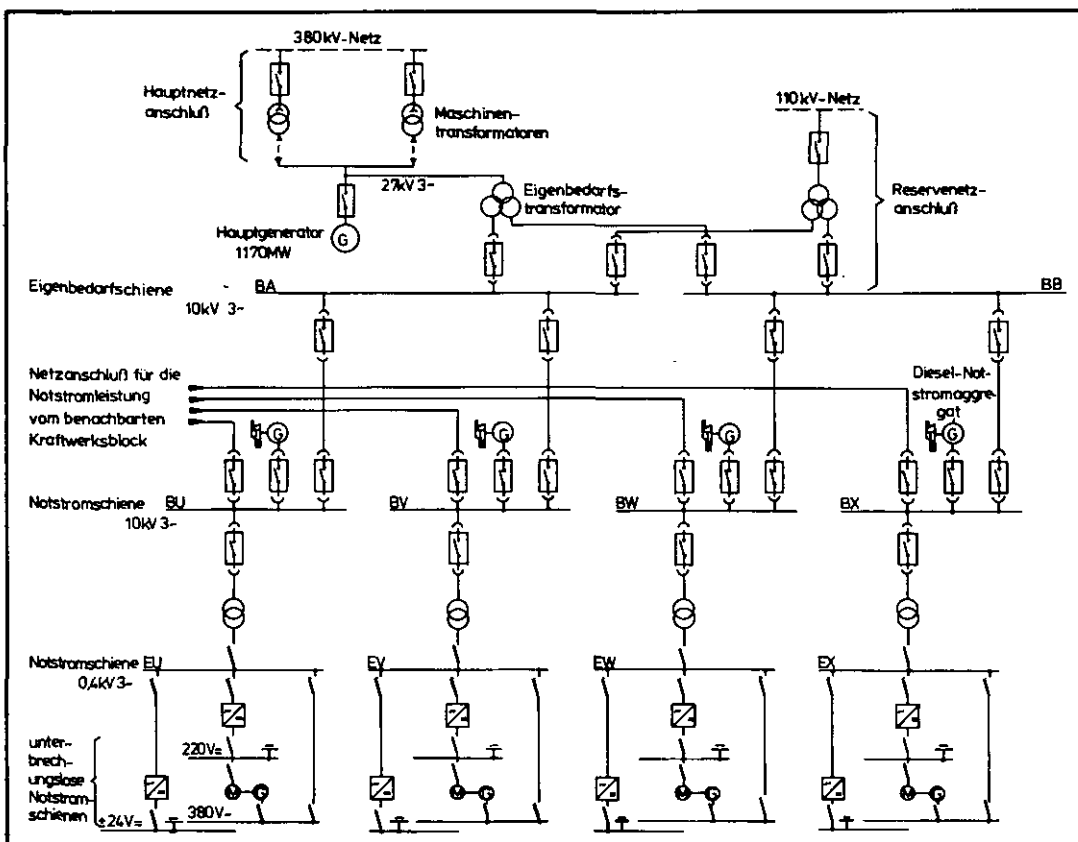


Bild 2-8: Elektrische Energieversorgung HTR-1160



Alle Stromverbraucher, die für die Sicherheit der Anlage wichtig sind, werden auf vier separate Notstromschienen aufgeschaltet. Die 10 kV-Notstromschienen werden im Normalfall von den Eigenbedarfsschienen gespeist. Fällt diese Versorgung aus, so werden sie automatisch von den Eigenbedarfsschienen getrennt und von den Dieselaggregaten versorgt. Außerdem kann auf die 10 kV-Notstromschienen über Leitungen vom benachbarten Kraftwerksblock eingespeist werden.

Alle anderen Schienen des Notstromsystems beziehen ihre Energie aus den 10 kV-Notstromschienen. Die unterbrechungslosen Notstromschienen verfügen zusätzlich über Batterien, die die Versorgung für maximal eine Stunde übernehmen können.

#### 2.1.3.6 Heliumnebenkreisläufe

Für den Reaktorbetrieb sind einige Heliumnebenkreisläufe erforderlich. Sie erfüllen folgende Aufgaben:

- Reinigung des Primärgases, damit die spezifizierten Verunreinigungskonzentrationen nicht überschritten werden.
- Versorgung von Reaktorkomponenten mit gereinigtem Helium (z.B. Spülung der Durchbrüche für Steuerstabantriebe, Testen der Sicherheitsarmaturen des Reaktordruckbehälters, Spülung der Brennelementwechseleinrichtungen und Sperrgas für Doppeldichtungen der Reaktordruckbehälterabschlüsse).
- Regeneration der Heliumreinigungsanlage.
- Aufbereitung der in der Aktivgasauffanganlage gespeicherten Gase (Reduzierung der aktiven Verunreinigungen).
- Versorgung der Haupt- und Hilfsgebläse mit Sperrgas.
- Abpumpen und Speicherung des Heliums aus dem Reaktor.
- Überwachung der Konzentration aktiver und inaktiver Verunreinigungen des Kühlgases.

Die Heliumnebenkreisläufe bestehen aus

- Heliumreinigungsanlage,
- Regenerationsanlage,
- Helium-, Dicht- und Spülgassystem,
- Spül- und Entlastungssystem für die Brennelementhandhabung,
- Aktivgasauffanganlage,
- Aktivgasaufbereitungsanlage.

Eine gewisse sicherheitstechnische Bedeutung haben die aufgeführten Einzelanlagen, da sie während des Reaktorbetriebes in direkter Verbindung mit dem

Primärsystem stehen, oder zeitweise aus verfahrenstechnischen Gründen radioaktives Gas führen, wie Regenerationsanlage, Aktivgasauffang- und Aufbereitungsanlage. Die Anlagenteile unterliegen damit den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke.

Bei Störfällen, die Rückwirkungen auf den physikalischen oder chemischen Zustand des Kühlgases haben, können die Instrumentierungen der Heliumnebenkreisläufe wichtige Informationen über Ursache und Ausmaß der Störfälle liefern. Ist z.B. über die Gasanalyse ein Anstieg der Kühlgasverunreinigungen erkennbar, so können rechtzeitig entsprechende Gegenmaßnahmen, bis hin zum Abfahren des Kraftwerkes, getroffen werden.

#### 2.1.4 Brennelementlager

Ein Teil des radioaktiven Inventars eines Kernkraftwerkes, etwa  $10^7$  Ci, befindet sich im Zwischenlager für ausgewechselte Brennelemente, Steuerstabeinheiten, Reflektorböcke und andere radioaktive Ausbauteile.

Das Lager ist ein Betonkörper im Reaktornebengebäude, in den 58 Brennelement-, 16 Reflektorelement- und 13 Steuerstablagerschächte eingelassen sind. Die Brennelement- und Reflektorschächte sind in ihrem Aufbau ähnlich. Sie werden von zylindrischen Behältern gebildet, die mit einem Deckel verschlossen sind. Jeder Schacht kann 20 Brennelemente aufnehmen. Die Behälter haben Heliumatmosphäre und stehen unter leichtem Unterdruck. Über Durchführungen im Deckel besteht eine Verbindung zum Helium-Spülsystem.

Die Brennelementlagerschächte sind zur Wärmeabfuhr mit einem redundanten Kühlwassersystem versehen. Es begrenzt die Oberflächentemperatur der Brennelemente auf weniger als  $540^{\circ}\text{C}$  und schützt den Beton vor hohen Temperaturen. Zur Überwachung der Schächte sind Temperaturfühler vorgesehen. Die elektrischen Verbraucher des Kühlwassersystems sind an die Notstromversorgung angeschlossen.

#### 2.1.5 Unterschiede zwischen der deutschen und amerikanischen Anlage

Der generelle Aufbau der deutschen Anlage entspricht dem der amerikanischen. Bei Anpassung des amerikanischen HTGR-1160 an die Anforderungen des Konzept- und Standortgenehmigungsverfahrens in der Bundesrepublik Deutschland waren jedoch eine Reihe von Änderungen an Systemen und Komponenten notwendig. Der Sekundärkreislauf des Kraftwerkes war außerdem nicht in die Lizenzverträge mit den deutschen Herstellern eingeschlossen und mußte daher von BBC neu konzipiert werden. Wasser-Dampf-Kreisläufe von Kraftwerken, einschließlich der

konventionellen Anlagen, unterscheiden sich zumeist jedoch nur in Details. Das trifft auch für die Sekundärkreisläufe von HTR-1160 und HTGR-1160 zu. Trotzdem beeinflussen einige Abweichungen die Untersuchungsergebnisse.

Einen Einfluß auf die Auslegung haben auch divergierende Auffassungen in Deutschland und den USA hinsichtlich der Eingriffsmöglichkeiten der Operateure in Störfallabläufe durch Schalt- und Steuerungsmaßnahmen. Das führt zu einem höheren Aufwand an Automatisierung der Sicherheitssysteme des HTR-1160 gemessen am HTGR-1160.

An dieser Stelle sollen nur Hinweise auf Anlagenunterschiede gegeben werden. Eine genauere Beschreibung mit ihren Einflüssen auf die Resultate ist in den entsprechenden Abschnitten der Analysen zu finden.

Unterschiede des Hauptkühlsystems:

- Im deutschen Genehmigungsverfahren wird das Hauptkühlsystem als reines Betriebssystem eingestuft. Störfälle müssen mit dem Hilfskühlsystem beherrscht werden, obwohl beim HTR-1160 wie beim HTGR-1160 das Konzept verfolgt wird, die Wärme solange wie möglich mit dem Hauptkühlsystem abzuführen.
- Das Hauptkühlsystem des HTR-1160 kann ohne Hauptkondensator noch 16 min mit Speisewasser aus dem Speisewasservorratsbehälter versorgt werden. Wasser aus den Kondensatspeichern kann ohne funktionsfähigen Hauptkondensator nicht in den Speisewasserbehälter gepumpt werden.  
Das Hauptkühlsystem des HTGR-1160 läßt unter gleichen Umständen eine Vor-  
kühlung von 5 Stunden mit einem Dampferzeuger bei Nutzung der Kondensat-  
speicher zu.
- Bei Störfällen, die zum Ausfall oder zur Abschaltung des Hauptkühlsystems führen, kann das System nur wieder in Betrieb genommen werden, wenn die Temperaturen des Kühlgases auf der Heißgasseite des Dampferzeugers unter 426 °C gesunken sind. Das Anfahren wird oberhalb 426 °C durch ein Reaktorschutzkriterium verhindert.  
Das HTGR-1160-Konzept läßt einen Betrieb auch oberhalb des Grenzwertes zu, da das Kriterium durch Eingriff des Operateurs aufgehoben werden kann.
- Soll der Reaktor bei abgeschaltetem Turbogenerator mit dem Hauptkühlsystem gekühlt werden, so muß der anfallende Dampf um die Turbine geleitet und entspannt werden. Dazu sind in den Wasser-Dampf-Kreislauf Hochdruck- und Niederdruckumleitstationen installiert. Beim HTGR-1160 wird der Dampf über je 2 x 50 %-Stationen umgeleitet, beim HTR über 4 x 25 %-Stationen.
- Die Dampferzeuger und Dampfleitungen des Sekundärkreises müssen gegen

Überdruck durch entsprechende Sicherheitsventile und Entlastungsvorrichtungen geschützt sein.

Sowohl in der Anordnung als auch in der Anzahl der Ventile gibt es Unterschiede zwischen HTR und HTGR, die zu anderen Störfallabläufen und Auswirkungen führen. Im Kapitel 'Wassereinbruch in den Reaktorkern aus Lecks im Dampferzeuger' wurden die Überdrucksicherungen und Entlastungsvorrichtungen beider Anlagen verglichen und die Konsequenzen der Unterschiede untersucht.

- Lecks im Zwischenüberhitzerteil des Dampferzeugers können zum Ausströmen von Kühlgas aus dem Primärkreis führen, falls der Zwischenüberhitzer nicht korrekt abgesperrt wird.

Zur sicheren Absperrung des Zwischenüberhitzers sind die Absperrarmaturen des HTR-1160 im Gegensatz zum HTGR-1160 redundant ausgeführt.

Unterschiede der Hilfskühlsysteme:

- Das HTGR-Konzept sieht zur Nachwärmeabfuhr ein Hilfskühlsystem mit drei separaten Strängen vor, die je Strang 50 % der anfallenden Nachzerfallswärme abführen können. Die Anzahl der Stränge ist beim HTR-1160 auf 4 x 50 % erhöht worden.
- Jedem Hilfskühlstrang ist ein Notstromdiesel zugeordnet, der die Verbraucher über die Notstromschiene versorgt. Entsprechend der Zahl der Hilfskühlstränge ist demzufolge auch die Zahl der Notstromdiesel der HTR-1160-Anlage auf vier erhöht.

Unterschiede des Reaktorschutzgebäudes und der Drucksicherung des Reaktordruckbehälters:

- Durch die Auslegung des HTR-1160-Reaktorschutzgebäudes gegen Flugzeugabsturz ist gleichzeitig eine höhere Belastbarkeit gegen Innendruck erreicht worden als beim HTGR-1160.
- Im Gegensatz zum HTGR-1160 ist das Umluftfiltersystem des HTR-1160 nicht für Unfallbedingungen ausgelegt.
- Der Reaktordruckbehälter des HTR-1160 wird durch ein zweisträngiges Druckentlastungssystem vor unzulässigen Primärkreisdrücken geschützt. Ein Strang ist jeweils aus hintereinandergeschalteter Absperrarmatur, Sicherheitsventil und einer Berstscheibe aufgebaut.

Im HTGR-System ist die Berstscheibe vor dem Sicherheitsventil montiert.

Der Ansprechdruck der Berstscheibe liegt daher in der amerikanischen Anlage

zwangsläufig oberhalb des Primärgasdruckes. Die Berstscheibe des HTR-1160 hat dagegen nur Dichtfunktion. Ihr Ansprechdruck liegt daher weit unterhalb des Primärgasdruckes.

Die Ansprechdrücke der Sicherheitsventile des HTGR-1160 sind gestuft, die des HTR-1160 jedoch auf gleiche Werte justiert.

Unterschiede der elektrischen Systeme:

- Wie oben bereits erwähnt, sind für den HTR-1160 vier Notstromdiesel vorgesehen.
- Bei Ausfall des äußeren Netzes, Mißlingen der Umschaltung der Anlage auf Eigenbedarfsversorgung und Versagen der Notstromdiesel-Generatoren bleiben als letzte Energiequelle der Gleichspannungsschienen die Batteriesätze. Die Batterien können die angeschlossenen Verbraucher des HTR-1160 etwa 1 Stunde versorgen. Die Kapazität der Batterien des HTGR-1160 beträgt demgegenüber 5 Stunden.

## 2.2 METHODIK

Die Frage nach der Sicherheit und Zuverlässigkeit heutiger Großtechnologien kann nur nach umfangreichen Analysen beantwortet werden.

Als Beurteilungskriterium für Sicherheit und Zuverlässigkeit technischer Systeme hat sich qualitativ und quantitativ der Begriff 'Risiko' als Produkt der Häufigkeit von Störfällen und Unfällen und des dabei verursachten Schadens bewährt. Dieses Produkt kann für häufige Ereignisse mit geringen Schäden ein äquivalentes Risiko ergeben wie für seltene Ereignisse mit großen Schäden.

Eine Beurteilung des Risikos nach dieser Definition setzt also die Kenntnis möglicher Stör- und Unfallabläufe, deren Häufigkeit und deren Auswirkungen voraus. Sollen Systeme mit oft beobachteten Schadensfällen beurteilt werden, so ist die Bestimmung des Risikos lediglich ein Problem der Statistik und eine Frage der genauen Schadensdefinition.

Liegt jedoch keine Erfahrung über Schadensfälle vor, so müssen die benötigten Werte durch analytische Verfahren ermittelt werden. Letzteres trifft insbesondere für HTR-Anlagen zu, die sich erst im Entwicklungsstadium befinden.

Die analytischen Methoden zur systematischen Bestimmung der Eintrittswahrscheinlichkeiten von Störfällen oder Unfällen sind in den letzten Jahrzehnten entwickelt worden. Als 'Zuverlässigkeitstheorie' ist das Gebiet der analytischen Berechnung von Häufigkeiten für die Lebensdauer technischer Komponenten, von Systemausfällen und die Ermittlung von Schadenshäufigkeiten bereits ein anerkannter Spezialzweig der mathematischen Wahrscheinlichkeitstheorie /2-5/. Diese Methoden, in der Hauptsache Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen, haben sich bei Risikostudien kerntechnischer Anlagen in der Praxis bewährt.

Schwieriger als die Berechnung der Häufigkeit von bestimmten Ereignissen ist die Festlegung einer Definition und eines Maßes für die Schäden. Für den Begriff Schaden läßt sich keine allgemein verbindliche Definition und dementsprechend auch kein allgemein gültiges Maß finden.

'Schaden' steht ohne Adjektive oder Attribute zunächst nur unspezifisch als Synonym für Einbußen oder Verlust, ohne zu erklären, worin diese bestehen. Soll der Begriff Schaden spezifiziert werden, so muß also zunächst festgelegt werden, welche Verluste oder Einbußen mit dem spezifischen Schadensbegriff beschrieben werden sollen. Der gleiche phänomenologische 'Schadensfall' kann durchaus mit ganz unterschiedlichen spezifischen Schadensbegriffen belegt werden, je nachdem ob z.B. ideelle oder materielle Verluste oder Einbußen

erfaßt werden sollen.

Ist der spezifische Schadensbegriff festgelegt, so kann ein Maß zur Quantifizierung einer Schadenshöhe oder eines Schadensumfanges definiert werden.

Die Ermittlung eines Schadensumfanges ist ohne Beobachtung und ohne Statistik häufig möglich, wenn die schadensverursachenden Faktoren und deren Wirkungen bekannt sind. In diesen Fällen ist vielfach die Angabe der schadensverursachenden Faktoren informativer als der Wert für einen spezifischen Schadensumfang, da die Angaben der Faktoren die Berechnung ganz unterschiedlicher Schäden zuläßt.

Schadensverursachende Faktoren, mit denen sich die Schwere von Unfällen in Kernkraftwerken charakterisieren läßt, sind die Menge und die Art der in die Umgebung freigesetzten Nuklide und der zeitliche Verlauf der Freisetzung. Mit geeigneten Modellen der Kraftwerksumgebung und der Ausbreitung der freigesetzten Nuklide lassen sich daraus spezifische Schäden, wie frühe oder späte mortale Fälle, kontaminierte Flächen usw. berechnen.

Im Rahmen der vorliegenden Studie wurden, anders als in Wash-1400 oder der Deutschen Risikostudie, keine spezifischen Schäden berechnet. Das Risiko wurde statt dessen durch die nuklidspezifischen Freisetzungsmengen und -zeitpunkte und durch die zu erwartende Häufigkeit der Freisetzung aus der Kraftwerksanlage charakterisiert.

Die Vielzahl denkbarer Störfälle und Unfälle läßt sich nach den Kriterien ähnlicher Ereignisabläufe, ähnlicher Spaltproduktfreisetzungen und ähnlicher Freisetzungszeitpunkte in Kategorien ordnen. Wird vereinfachend angenommen, daß die in eine Kategorie eingeordneten Ereignisketten die gleichen nuklid-spezifischen Freisetzungsmengen und -zeitpunkte haben wie die Kette dieser Kategorie mit den ungünstigsten Werten, so lassen sich die Häufigkeiten aller zugehörigen Ketten summieren. Die Kategorie ist dann wie ein Unfall zu betrachten, der mit der Häufigkeit dieser Summe auftritt und den Verlauf und die Auswirkungen der gravierendsten ihr zugeordneten Ereigniskette hat. Nach diesem Ordnungsprinzip läßt sich die Störfall- und Unfalltopologie überschaubarer darstellen.

Die wichtigsten Schritte einer analytischen Risikoermittlung sind also

- Identifikation der Risikoquellen, d.h. der Aktivitätsinventare der Anlage.
- Erfassung aller wesentlichen "einleitenden Ereignisse", die zu einer Aktivitätsfreisetzung aus den obigen Inventaren in die Umgebung führen können.

- Darstellung und probabilistische Quantifizierung aller möglichen Ereignisabläufe, die nach einem einleitenden Ereignis, je nach Funktion oder Ausfall der angeforderten Sicherheitssysteme eintreten können (Ereignisbaum- und Fehlerbaummethode).
- Berechnung der Aktivitätsfreisetzung der einzelnen Störfälle in die Umgebung und der Freisetzungshäufigkeiten.
- Bildung von Kategorien.
- Darstellung des Risikos.

Die Methoden, die zur Durchführung der einzelnen Schritte benötigt werden, sind im Prinzip in der einschlägigen Literatur sowie in bereits abgeschlossenen Risikostudien - vor allem in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - erschöpfend erläutert. Aus diesem Grund wird hier auf eine detaillierte Darstellung verzichtet. Im folgenden wird lediglich die Auswahl von Verfahren zur Behandlung spezieller Teilprobleme begründet sowie auf Unterschiede in der Vorgehensweise zu anderen Risikostudien eingegangen.

Dabei wurde der Tatsache Rechnung getragen, daß sich die vorliegende Studie auftragsgemäß primär an der Methodik der AIPA-Studie zu orientieren habe.

Nur in begründeten Fällen, z. B. wenn Methodenmängel erkannt wurden oder wenn eine Übertragbarkeit auf deutsche Verhältnisse nicht gegeben war, konnte von ihr abgewichen werden.

### 2.2.1 AUSWERTUNG VON EREIGNISBÄUMEN

Zur systematischen Beschreibung und Darstellung der Ereignisabläufe werden in der vorliegenden Studie Ereignisbäume benutzt.

Zur besseren Erfassung von strukturellen Abhängigkeiten zwischen den einzelnen Ereignissen wurden die Eintrittswahrscheinlichkeiten von Ereignisketten in der Regel durch einen integralen Fehlerbaum in einer geschlossenen Rechnung ermittelt. Betrachtet man zum Beispiel einen Ereignisbaum, bestehend aus dem einleitenden Ereignis I und zwei weiteren Ereignissen  $A_1$  und  $A_2$ , so läßt sich die Eintrittswahrscheinlichkeit W einer Ereigniskette durch

$$W = W(I \cap A_1 \cap A_2) = W(I) \cdot W(A_1/I) \cdot W(A_2/I, A_1)$$

berechnen.

$W(A_1/I)$  ist die bedingte Wahrscheinlichkeit, daß das Ereignis  $A_1$  auftritt, nachdem I eingetreten ist. Die Berechnung der bedingten Wahrscheinlichkeiten  $W(A_1, I)$  und  $W(A_2/I, A_1)$  kann umgangen werden, wenn die Fehlerbäume der Ereignisse I,  $A_1$  und  $A_2$  miteinander konjunktiv verknüpft werden (Bild 2-9).



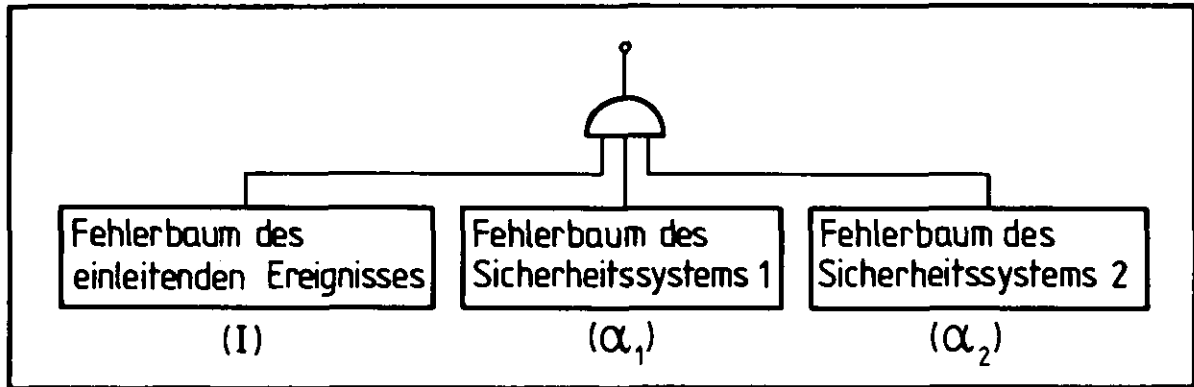


Bild 2-9: Auswertung von Ereignisbäumen

Diese Vorgehensweise bringt auch in Zusammenhang mit der Behandlung der Datenunsicherheiten eine Reihe von Vorteilen.

#### 2.2.2 AUSWERTUNG VON FEHLERBÄUMEN

Zur Ermittlung der Eintrittswahrscheinlichkeit eines in den Ereignisbäumen auftretenden Ereignisses (Verzweigungswahrscheinlichkeiten) wurde die Fehlerbaummethode angewandt. Der Detaillierungsgrad der untersuchten HTR-1160-Anlage entsprach weitgehend dem einer Konzept- und Standortgenehmigung. Daher war bei einigen Systemen der übliche Reifegrad einer Anlage, die das Genehmigungsverfahren durchlaufen hat, nicht erreicht. Die bei den Analysen identifizierten Schwachstellen der Anlage wurden in der Studie besonders ausgewiesen; speziell wurde in einigen solcher Fälle der Versuch unternommen, den Einfluß einer Konzeptänderung quantitativ abzuschätzen.

Abhängig vom betrachteten Ereignis wurden dabei folgende Größen berechnet:

- Häufigkeit pro Jahr (in der Regel für einleitende Ereignisse),
- mittlere Nichtverfügbarkeit (für Sicherheitssysteme während der Bereitschaft),
- Ausfallwahrscheinlichkeit (für Sicherheitssysteme während der Durchhaltphase).

Die numerischen Auswertungen wurden alternativ mit den Zuverlässigkeitsprogrammen RISA und RALLY durchgeführt.

Das Zuverlässigkeitsprogramm RISA ist ein analytisches Programm, das auf der Basis der Minimalschnitte (Cut-Sets) arbeitet. Das Programm RALLY ist ein Simulationsprogramm. Die prinzipielle Arbeitsweise beider Programme ist in der einschlägigen Literatur beschrieben.

### 2.2.2.1 Beurteilung und Quantifizierung des Ausfallverhaltens von Sicherheitssystemen

Die Beurteilung des Ausfallverhaltens der zur Bewältigung einer einleitenden Störung benötigten Sicherheitssysteme erfolgte anhand folgender zwei Größen:

- Der Wahrscheinlichkeit, daß zum Anforderungszeitpunkt  $t_0$  das betreffende Sicherheitssystem verfügbar ist, also der Verfügbarkeit  $V(t_0)$  bzw. deren Komplement als Nichtverfügbarkeit  $U(t_0) = 1 - V(t_0)$
- Der Wahrscheinlichkeit, daß nach erfolgreicher Auslösung die geforderten Sicherheitsfunktionen über ein jeweils als notwendig angesehenes Intervall  $(t_0, t)$  aufrecht erhalten werden können, also der Zuverlässigkeit  $R(t_0, t)$  bzw. deren Komplement als Ausfallwahrscheinlichkeit  $Q(t_0, t) = 1 - R(t_0, t)$ .

Auch im Rahmen dieser Studie wurde bestätigt, daß der Anteil der zweiten Größe  $Q(t_0, t)$  gegenüber  $U(t_0)$  in der Regel zu vernachlässigen ist.

Fehler, die zur Nichtverfügbarkeit eines Bereitschaftssystems zu einem bestimmten Anforderungszeitpunkt führen, können einerseits durch Ausfälle während der Inbetriebnahme verursacht werden, andererseits kann das System jedoch schon vor dem Anforderungszeitpunkt durch zeitabhängige Ursachen ausgefallen sein. Für den ersten Fall wäre nur die Anzahl der Anforderungen ausschlaggebend für die Häufigkeit von Systemausfällen, im zweiten Fall jedoch die Zeit zwischen zwei Anforderungen oder zwischen den Inspektionsintervallen. Beide Gruppen von Ursachen werden einen Beitrag liefern, der je nach Aufbau des Systems unterschiedlich hoch sein kann. In vielen Fällen lassen die vorliegenden Daten keinen Aufschluß zu, welche Fehlerart dominiert. In der vorliegenden Studie wurde angenommen, daß die Nichtverfügbarkeit zeitabhängig ist und durch eine Ausfallrate beschrieben werden kann. Da der genaue Zeitpunkt der Anforderung eines Bereitschaftssystems nicht bekannt ist, wurde als Beurteilungsgröße die mittlere Nichtverfügbarkeit über ein Zeitintervall  $T$  nach

$$\bar{U}(T) = \frac{1}{T} \cdot \int_0^T U(t_0) \cdot dt_0$$

berechnet und in die Ereignisbäume eingesetzt.

Sowohl die Größe  $U(t_0)$  als auch  $\bar{U}(T)$  hängen dabei sehr stark von der zugrunde gelegten Inspektionsstrategie des korrespondierenden Sicherheitssystems ab.

In der Praxis werden einzelne Stränge von redundanten Sicherheitssystemen nicht simultan, sondern konsekutiv (gestaffelt) getestet. Bei einem 4 x 50 %-System bedeutet dies, daß bei einem monatlichen Inspektionsintervall jede

Woche ein Strang funktionsgeprüft wird. Diese Vorgehensweise wurde in den Zuverlässigkeitsanalysen praxisgetreu nachgebildet. Hierzu ist es erforderlich, das Ausfallverhalten von Bereitschaftskomponenten nicht durch feste Wahrscheinlichkeitswerte pro Anforderung, sondern durch Ausfallraten zu beschreiben. Dieser Weg ist in der Studie mit Ausnahme der Diesellaggregate, deren Startwahrscheinlichkeit durch einen festen Wert beschrieben wurde, begangen worden.

#### 2.2.2.2 Berücksichtigung von Abhängigkeiten

Generell sind im Rahmen der probabilistischen Auswertung von Fehlerbäumen folgende Abhängigkeitstypen zu unterscheiden und zu berücksichtigen:

- Strukturelle Abhängigkeiten zwischen einzelnen Teilsystemen durch gemeinsame Funktionskomponenten (z.B. Energieversorgung, Steuerungselemente, etc).
- Gemeinsame, quasi-gleichzeitige Ausfälle von mehreren redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen aufgrund gemeinsamer Ursachen (z.B. Konstruktions-, Auslegungs-, Fabrikationsfehler etc.).
- Gleichzeitige Ausfälle mehrerer redundanter Komponenten, Teilsysteme oder Systeme, die als Folge eines einzelnen Ausfalles auftreten.

Die in der erstgenannten Kategorie einzuteilenden strukturellen Abhängigkeiten werden im Rahmen der Fehlerbaummethode über die Gesetzmäßigkeiten der Bool'schen Logik automatisch erfaßt (siehe auch Abschnitt 2.2.3); deren richtige Berücksichtigung stellt somit keine prinzipielle oder datenspezifische Schwierigkeit dar.

Problematischer gestaltet sich die Identifikation sowie die anschließende Quantifizierung von Abhängigkeiten der zwei zuletzt genannten Kategorien, die als Common-Mode-Ausfälle bezeichnet werden. Die charakteristische Struktur des Fehlerbaumes eines redundanten 1-von-n-Systems, bei dem ein Common-Mode-Ausfall einbezogen wird, zeigt das Bild 2-10.

Wie daraus zu ersehen ist, kann die Zuverlässigkeit eines redundanten Systemes nie den Wert für den Common-Mode-Anteil übersteigen. Die Bedeutung einer Berücksichtigung von Common-Mode-Ausfällen in Fehlerbäumen liegt also darin, eine Grenze der Zuverlässigkeit eines technischen Systems einzubeziehen, die auch durch Erhöhung von Redundanzen nicht mehr überschritten werden kann. Es ist allgemein akzeptiert, daß realistische Zuverlässigkeitsanalysen Common-Mode-Ausfälle mit berücksichtigen müssen.

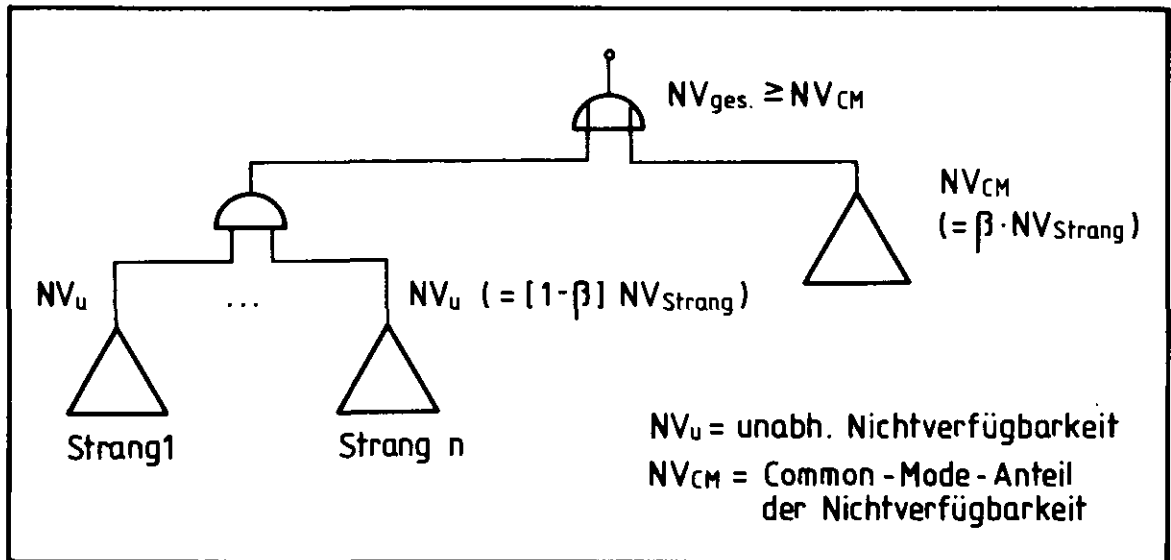


Bild 2-10: Berücksichtigung von Abhängigkeiten in Fehlerbäumen

Nach Überprüfung der bekannten Modelle und Methoden zur Berücksichtigung von Common-Mode-Ausfällen erschien die  $\beta$ -Faktor-Methode der AIPA der Aufgabenstellung und den Voraussetzungen der Studie am angemessensten.

Die  $\beta$ -Faktor-Methode unterstellt, daß ein Bruchteil ( $\beta$ -Faktor) aller Ausfälle eines redundanten Systems aus gemeinsamer Ursache entsteht. Damit wird der  $\beta$ -Faktor jedoch auch abhängig von der Ausfallrate für Einzelfehler. Im strengen Sinne ist das nicht zu belegen, da viele Einzelfehler keine Common-Mode-Fehler sein können.

Eine spezifische Quantifizierung der  $\beta$ -Faktoren aller Komponenten ist anhand des Detaillierungsgrades der Konzeptunterlagen und wegen mangelnder Betriebserfahrungen mit dem HTR nicht möglich. Lagen Daten aus Erfahrungen mit ähnlichen Komponenten in anderen Kraftwerken vor, so wurden diese genutzt, wenn die statistische Basis abgesichert war. Das galt für:

- Dieselaggregate mit  $\beta = 8 \cdot 10^{-3}$  bei Anforderung und  $\beta = 3 \cdot 10^{-2}$  während des Betriebes,
- Speisewasserpumpen mit  $\beta = 0.02$
- Komponenten der Fremddampfversorgung mit  $\beta = 0.2$ .

In den übrigen Fällen wurde mit einem  $\beta$ -Faktor von 0.1 gerechnet. Dieser pauschale Wert spiegelt im Mittel etwa die Erfahrungen mit Common-Mode-Fehlern der unterschiedlichsten technischen Systeme wider /2-6/.

Der größte Teil von Fehlern aus gemeinsamer Ursache läßt sich im Rahmen der regelmäßigen Funktionsprüfungen entdecken, hier führt die in Kernkraftwerken

angewandte bereits angesprochene, konsekutive Inspektionsstrategie mehrsträngige Systeme zu einer wesentlichen Verkürzung der Entdeckungszeiten.

Geht man z.B. davon aus, daß nach einer fehlgeschlagenen Funktionsprüfung eines redundanten Systemteils die restlichen Stränge zwecks Entdeckung potentieller Common-Mode-Ausfälle ebenfalls getestet werden, so würde dies die Entdeckungszeit und somit die maximale Wirkungszeit dieses Fehlers auf  $T/n$  beschränken, wobei T das Inspektionsintervall (in der Regel ein Monat) und n die Anzahl der vorhandenen Redundanzen bedeuten.

In der vorliegenden Studie wurde davon ausgegangen, daß die oben erwähnte Vorgehensweise erst nach Versagen von zwei Teilsystemen einer Redundanzgruppe in wöchentlicher Reihenfolge stattfindet, was zu einer maximalen Entdeckungszeit von  $2 \cdot (T/n)$  führt.

Sind die Anforderungen während einer Funktionsprüfung bzw. während des Betriebes nicht repräsentativ für die Anforderungen unter realen Störfallbedingungen, so kann nur ein Teil von Common-Mode-Ausfällen vorbeugend entdeckt werden. Ähnlich wie in der Deutschen Risikostudie wird auch hier davon ausgegangen, daß durch entsprechende Gestaltung der Funktionsprüfungen bzw. der Beachtung solcher Fragen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens dieser angesprochene Anteil unbedeutend bleibt.

#### 2.2.2.3 Berücksichtigung menschlichen Fehlverhaltens

Aus bisherigen Erfahrungen mit Störfällen in Kernkraftwerken ist bekannt, daß der Operateur sowohl bei der Auslösung oder Vermeidung von Störfällen, als auch bei Entschärfung oder Verschlimmerung von Störfällen eine nicht zu vernachlässigende Rolle spielt. Dementsprechend ist das Fehlverhalten des 'Operateurs' in dieser Analyse miteinzubeziehen und durch geeignete Modelle zu beschreiben. Der Begriff 'Operateur' steht stellvertretend für Personen, die für Handlungen und für Entscheidungen befugt sind.

In der Studie wird von ausgebildeten, gutwilligen Operateuren ausgegangen; Sabotageabsichten und grobe Unkenntnisse bleiben ausgeklammert. Der Einfluß des Operateurs bei der Störfallauslösung oder -vermeidung wird nicht getrennt ausgewiesen; er ist in den auf Erfahrungen basierenden Daten eingeschlossen. Aktionen im Verlaufe eines Ereignisablaufes werden berücksichtigt, soweit sie per Betriebshandbuch von ihm verlangt werden oder ohne frühzeitigen Eingriff ins Reaktorschutzsystem möglich sind.

Zur Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit für das Ausbleiben einer richtigen Operateuraktion wurde bei Vorhandensein eines Zeitrahmens das AIPA-Modell angewendet, das davon ausgeht, daß mit zunehmender Zeit die Wahrscheinlichkeit

für die richtige Handlung exponentiell ansteigt, bis sie einen Maximalwert erreicht. Als Exponent dient das Verhältnis der für die Aktion vorhandenen Zeit zur benötigten Zeit, die unter Berücksichtigung von Komplexität der Aufgabe und Streßbelastung für den Operator geschätzt wird. In Fällen, für die sich keine benötigte Zeit angeben läßt, werden die Operatorhandlungen in Anlehnung an das Modell der Rasmussen-Studie bewertet. Es geht nach Expertenabschätzungen davon aus, daß die Fehlerwahrscheinlichkeit mit zunehmendem zeitlichen Abstand vom Beginn des Störfalls abnimmt; für verschiedene Zeitbereiche nach Eintritt des Störfalls (Minuten, Stunden, Tage) sind Wahrscheinlichkeitsdaten angegeben. Bei Fragestellungen, die weniger die Prozedur, sondern vielmehr die hinter ihr stehenden z.T. weitreichenden Entscheidungen betreffen, können diese Modelle nicht angewendet werden; nach Abwägung der jeweiligen Bedingungen werden Werte geschätzt.

Aktionen, die den Störfallablauf verschlimmern, sind vom Ansatz her zu berücksichtigen. Dem Bemühen sind aber wegen fehlender Systemdetails von vornherein Grenzen gesetzt. Außerdem läßt der meist langsame Ablauf eine Korrektur fehlerhafter Maßnahmen zu. Quantitative Angaben zu Operator-Aktionen sind mit großen Unsicherheiten behaftet, was auch durch den pauschal angesetzten Unsicherheitsfaktor 10 zum Ausdruck kommt.

### 2.2.3 AUSFALLDATEN FÜR SYSTEMKOMPONENTEN

In der vorliegenden Studie wurden soweit dies möglich war, die Ausfallraten und Wahrscheinlichkeiten aus der Deutschen Risikostudie verwendet. Für HTR-spezifische Komponenten wurden die Erfahrungen mit gasgekühlten englischen Reaktoren bis einschließlich 1979 herangezogen.

Eine Zusammenstellung der in der Studie verwendeten Basisdaten gibt Tabelle 2-2 wieder. Auf das Verfahren zur Berücksichtigung der statistischen Unsicherheiten der Ausfalldaten wird in Abschnitt 2.2.4 eingegangen.

### 2.2.4 ERFASSUNG DER UNSICHERHEITEN DER ANALYSE

Unsicherheiten, mit denen die Angaben über Häufigkeiten und Freisetzungen radioaktiver Stoffe verbunden sind, rühren aus Unsicherheiten in der Methodik und in der Statistik her. Bedingt durch Begrenzung auf die Vorgänge in der Anlage bzw. den Fortfall von Unfallfolgebetrachtungen entfallen wesentliche Unsicherheitsfaktoren.

KOMPONENTE/Ereignis	Ausfallart	Daten (Median/Irrtumsfaktor)	Quelle
Pumpe	Startversagen	$8 \cdot 10^{-6} / 7$ pro Stunde	DRS
	Betriebsversagen	$25 \cdot 10^{-6} / 15$ "	
Motorarmatur	Öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6} / 5$ "	DRS
Magnetventil	Öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6} / 20$ "	DRS
Pneumatisches Ventil	Öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6} / 23$ "	DRS
Rückschlagarmatur	Öffnet nicht schließt nicht innere Leckage	$8 \cdot 10^{-7} / 10$ " $2,5 \cdot 10^{-6} / 3$ " $10 \cdot 10^{-6} / 10$ "	DRS
Handarmatur	Öffnet nicht oder schließt nicht	$1,5 \cdot 10^{-6} / 12$ "	DRS
Regelarmatur	regelt nicht auf oder nicht zu	$5 \cdot 10^{-6} / 7$ "	DRS
hydraulisch betätigte Armatur	Öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6} / 5$ "	DRS
pneumatische Gebäudeabschlußklappe	schließt nicht	$10^{-4} / 3$ pro Anf.	AIPA
He-Hauptabsperarmatur	schließt nicht	$3 \cdot 10^{-6} / 10$ pro Stunde	abgeschätzt
Sicherheitsventil mit 3 Vorsteuer- ventilen	Öffnet nicht oder schließt nicht	$1,8 \cdot 10^{-3} / 4$ pro Anf. $7 \cdot 10^{-3} / 4$ "	DRS
Hilfskessel zur Fremddampfversorgung	nicht verfügbar	$6 \cdot 10^{-6} / 10$ pro Stunde	AIPA
Kondensatorvakuum	Verlust durch Leckage	$17 \cdot 10^{-6} / 1,5$ "	AIPA
H <sub>2</sub> O-Reinigungsanlage Sekundärkreis	Blockierung	$1 \cdot 10^{-6} / 6$ "	abgeschätzt
Lagerwasser der He-Gebläse	Versorgungsausfall	$7 \cdot 10^{-7} / 10$ "	AIPA
Reaktorschnellabschaltung		$342 \cdot 10^{-6} / 3$ "	AIPA
Turbinenschnellabschaltung		$571 \cdot 10^{-6} / 2$ "	GRS
He-Hilfsgebläse im NWA-Kreis	Startversagen Betriebsversagen	$8 \cdot 10^{-6} / 7$ " $25 \cdot 10^{-6} / 15$ "	GRS/ Cave
Wärmetauscher	Betriebsleckage	$5 \cdot 10^{-6} / 8$ "	GRS
Luftgebläse	Startversagen Betriebsversagen	$1 \cdot 10^{-6} / 8$ " $2 \cdot 10^{-6} / 8$ "	DRS
Drucktank im NWA-Hilfskühlkreis	Gesamtausfall	$2,5 \cdot 10^{-6} / 10$ "	AIPA
Rohrleitung > 3"	Bruch	$2,5 \cdot 10^{-10} / 80$ pro m-a	DRS
Rohrleitung < 3"	Bruch	$10 \cdot 10^{-10} / 47$ "	DRS
Hauptnetzeinspeisung	nicht verfügbar	$57 \cdot 10^{-6} / 3$ pro Stunde	DRS
Reserveanschluß	nicht verfügbar	$7 \cdot 10^{-3} / 3$ pro Anf.	DRS
Netzausfall am Kraftwerksstandort		$11 \cdot 10^{-6} / 3$ pro Stunde	DRS
Übernahme der EB-Versorgung durch das Netz	erfolgt nicht	$3 \cdot 10^{-3} / 3$ pro Anf.	DRS
Umschaltautomatik für den Reservenetzanschluß	keine Anregung	$10^{-7} / 10$ pro Stunde	DRS
Abfahren auf Eigenbedarf	gelingt nicht	$0,1 / 3$ pro Anf.	AIPA
Dieselaggregat	Startversagen Betriebsversagen	$2,5 \cdot 10^{-2} / 3$ " $5 \cdot 10^{-3} / 2$ pro Stunde	DRS
Dieselaggregat (Common-mode-Ausfall)	Startversagen Betriebsversagen	$2 \cdot 10^{-4} / 10$ pro Anf. $1,5 \cdot 10^{-4} / 10$ pro Std.	DRS
Elektromotor	Startversagen Betriebsversagen	$1 \cdot 10^{-6} / 8$ pro Stunde $2 \cdot 10^{-6} / 8$ "	DRS
Batterie	ungenügende Energieabgabe	$1 \cdot 10^{-6} / 7$ "	WASH-1400
Transformator	Gesamtausfall	$1,5 \cdot 10^{-6} / 5$ "	DRS
Wiederversorgung ausgefallener Notstromschienen innerhalb einer Stunde	erfolgt nicht	$0,1 / 3$ pro Anf.	GRS
Raumkühlung für Diesel	Gesamtausfall	$5 \cdot 10^{-5} / 10$ pro Anf.	DRS
Sammelschiene	Kurzschluß	$1 \cdot 10^{-6} / 10$ pro Stunde	DRS
Generatorschalter	Öffnet nicht	$6 \cdot 10^{-7} / 5$ "	DRS
Leistungsschalter ohne Abzweig	schließt nicht Öffnet nicht	$3 \cdot 10^{-7} / 6$ " $2 \cdot 10^{-7} / 11$ "	DRS
10 kV bzw. 0.4 kV Abzweig	schließt nicht, Öffnet nicht	$1 \cdot 10^{-6} / 10$ "	DRS
Steuerkette	unterdrückt Befehl	$0,7 \cdot 10^{-6} / 10$ "	DRS
Wechselrichter	Gesamtausfall	$5 \cdot 10^{-6} / 10$ pro Stunde	DRS
Grenzwertgeber	nicht selbstmeldender Ausfall	$2 \cdot 10^{-8} / 3$ "	DRS
Rechenschaltung	Gesamtausfall	$10^{-6} / 10$ "	DRS
Abschlußglied im Reaktorschutzsystem	gibt kein Signal aus	$3 \cdot 10^{-7} / 3$ "	DRS
Schütz	Verlust der Hauptfunktion	$1 \cdot 10^{-6} / 15$ "	DRS
Bartonzelle	klemmt	$3 \cdot 10^{-7} / 3$ "	DRS
Sicherung	vorzeitige Unterbrechung	$2,5 \cdot 10^{-7} / 15$ "	DRS
Gruppensicherung	vorzeitige Unterbrechung	$1 \cdot 10^{-6} / 7$ "	DRS
Aktivitätsmessung	hängt	$10^{-5} / 10$ "	DRS
Temperaturmessung	hängt	$5 \cdot 10^{-6} / 10$ "	DRS
He-Durchsatzmessung	hängt	$3 \cdot 10^{-7} / 3$ "	DRS
H <sub>2</sub> O-Durchsatzmessung	hängt	$3 \cdot 10^{-7} / 3$ "	DRS

verwendeter  $\beta$ -Faktor in der Regel 0.1

Tabelle 2-2: Benutzte Daten für probabilistische Analysen

Die in der Studie betrachteten komplexen Vorgänge können mit Hilfe von physikalisch-mathematischen Modellen näherungsweise beschrieben werden. Die Modelle und Eingangsgrößen sollten der probabilistischen Analysetechnik entsprechend so realistisch wie möglich sein. Ließen Kenntnislücken keine realistischen Werte zu, mußte auf konservative Annahmen aus dem Genehmigungsverfahren zurückgegriffen werden. Die modellbedingten Unsicherheiten entziehen sich insgesamt einer Quantifizierung.

Es sei noch darauf hingewiesen, daß die Vorgänge innerhalb der Anlage maximal über 10 Tage nach Störfallbeginn halbwegs abgesichert beschrieben werden. Die in bestimmten Unfallketten vorgenommene Simulation des Unfallgeschehens über 10 Tage bis zu 30 Tagen hinaus erfolgte durch einfache Extrapolation der Modelle. Dabei kann nach heutigem Kenntnisstand nicht ausgeschlossen werden, daß durch diese Extrapolation gewisse hypothetische Phänomene, die unter Umständen störfallverschlimmernd wirken können (z.B. Rekritikalität) lückenhaft beschrieben werden. Die in die Studie eingeflossenen Ausfalldaten zur Beschreibung des Ausfallverhaltens der Systemkomponenten sind mit Unsicherheiten behaftet, die primär auf die folgenden Gründe zurückzuführen sind:

- Ein Teil der Daten stammt aus Technologiebereichen mit anderen Einsatzbedingungen.
- Die Daten sind in der Regel sehr pauschal (z.B. Ausfall einer Pumpe, Ausfall eines Schalters) und beschreiben lediglich ein globales Ausfallverhalten ohne auf systemspezifische Ausfall- und Einsatzarten Rücksicht zu nehmen.
- Jede Datenerhebung und -erfassung ist mit zufälligen -durch die endliche Anzahl der Beobachtungen- bedingten Fehlern behaftet.

Deswegen wurden die in der Studie verwendeten Ausfallraten als stochastische Größen behandelt.

In Anlehnung an andere Studien wurde als Verteilungstyp die logarithmische Normalverteilung, die aufgrund ihrer großen Breite das Datenmaterial in der Regel adäquat beschreibt, zugrunde gelegt. Die Unsicherheit, die mit der Wahl eines speziellen Verteilungsgesetzes verknüpft ist, kann in der Studie nicht quantifiziert werden.

Die in Abschnitt 2.2.2 angesprochenen Programme erlauben durch die Anwendungen einer Monte-Carlo-Prozedur die Unsicherheiten der Basisdaten über die zugeordneten Fehler- und Ereignisbäume auf System- bzw. Sequenzebene fortzupflanzen. Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten für Verzweigungen und Ereignisketten weisen somit selbst eine Verteilung auf, die zwar im strengen Sinne nicht log-normal verläuft, aber durch diese mit genügender Genauigkeit approximiert



werden kann.

Da im allgemeinen die Zuverlässigkeitsmerkmale von Systemen, deren Komponentenraten einer logarithmischen Normalverteilung unterliegen, selbst nicht logarithmisch normalverteilt sind, wurden die Unsicherheiten der Häufigkeit von Ereignisketten durch eine geschlossene integrale Auswertung der zugeordneten Fehlerbäume berechnet.

#### 2.2.5 RECHENPROGRAMME ZUR ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN

Die zur Analyse der Auswirkungen eingesetzten Rechenprogramme sind in Tabelle 2-3 zusammengestellt. Bei den Rechenprogrammen zur Beschreibung der thermodynamischen Vorgänge im Primärkreis und Reaktorschutzgebäude sowie des Spaltproduktverhaltens im Primärkreis handelt es sich um Entwicklungen der General Atomic Comp. im Rahmen der angelaufenen Genehmigungsverfahren. Der CORRAL-Code wurde für die Rasmussen-Studie erstellt und für Belange der Deutschen Risikostudie und dieser Studie modifiziert.

#### 2.2.6 ERGEBNISDARSTELLUNG

Durch die Behandlung der Ausfalldaten der Systemkomponenten sowie einer Reihe sonstiger Parameter innerhalb der Konsequenzenberechnungen als stochastische Größen mit einem à priori festgelegten Verteilungstyp (in der Regel die logarithmische Normalverteilung), bekommen die Häufigkeits-, Konsequenzen- und schließlich Risikowerte ebenfalls stochastischen Charakter und liegen in Form einer Verteilungsfunktion vor. Letztere ist im strengen Sinne keine logarithmische Normalverteilung; es zeigte sich aber, daß sie in allen interessierenden Fällen durch eine solche mit ausreichender Genauigkeit approximiert werden kann.

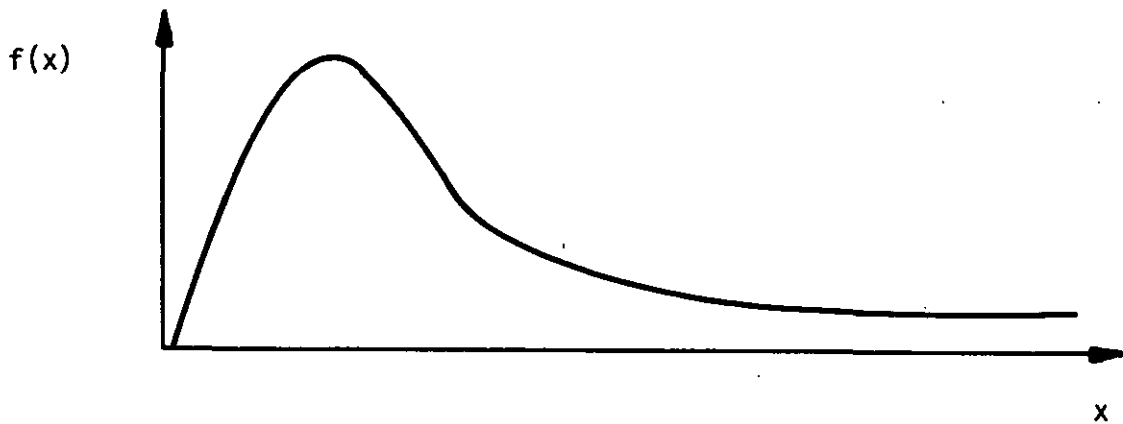
Die vollständige Charakterisierung einer stochastischen Größe erfolgt allgemein durch die Angabe ihrer Verteilungsfunktion, d.h.

- des Verteilungstyps und
- der jeweiligen Verteilungsparameter.

Die Verteilungsdichtefunktion  $f(x)$  einer logarithmisch normalverteilten Größe  $x$  sowie die formelmäßigen Beziehungen ihrer wichtigsten Charakteristiken sind im folgenden Abschnitt aufgeführt.

Programm	Anwendung	Ergebnisse
RECA	Thermodynamisches Verhalten des Reaktorkerns bei Zwangs- und Naturkonvektion. Nachbildung des gesamten Reaktorkerns unter Ausnutzung von Symmetrieeigenschaften. Einfache Modelle für übrige Kreislaukomponenten.	Instationäre Temperaturverteilung im Reaktorkern und Kühlgas.
RATSAM	Thermodynamisches Verhalten des Primärkreises bei Zwangs- und Naturkonvektion. Einfache Nachbildung des Reaktorkerns, detaillierte Nachbildung der Strömungswege des Primärkreises.	Instationäre Druck- und Massenstromverteilung im Primärkreis.
OXIDE	Transientes Verhalten des Reaktorkerns bei Wasser- und Lufteinbrüchen. Detaillierte Nachbildung des Reaktorkerns mit Berücksichtigung der Wasserdampfdiffusion, Graphitoxidation und Brennstoffhydrolyse. Einfache Modelle für übrige Systeme.	Instationäre Spaltproduktfreisetzung ins Kühlgas.
CORCON	Thermodynamisches Verhalten des Reaktorkerns ohne konvektiven Wärmetransport. Verhalten des entlasteten Reaktordruckbehälters. Wärmeleitmodell für den Reaktorkern und den Druckbehälter, Wärmestrahlungsmodell für Plena, Berücksichtigung der Spaltproduktverteilung durch Iteration mit SORS, Versagensmodell des Druckbehälters.	Instationäre Temperaturverteilung im Reaktorkern, im Reaktordruckbehälter, Betonversagen.
SORS	Spaltproduktverhalten im Reaktorkern. Spaltproduktfreisetzung aus den beschichteten Brennstoffpartikeln nach Partikelbruch, sofortige Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte ins Kühlgas, verzögerte Freisetzung schwerflüchtiger Spaltprodukte durch Diffusion bzw. Kondensation. Berücksichtigung radioaktiven Zerfalls innerhalb der Brennelemente.	Instationäre Spaltproduktinventare in den Brennelementen und im Kühlgas, kumulierte Freisetzung.
CNTB	Thermodynamisches Verhalten des Reaktorschutzgebäudes. Detailliertes geometrisches Modell.	Instationäre Temperaturverteilung im Reaktorschutzgebäude, Druckverlauf, Zusammensetzung der Reaktorschutzgebäudeatmosphäre und ihrer Zündfähigkeit.
CORRAL	Spaltproduktverhalten im Reaktorschutzgebäude. Berücksichtigung der Schwerkraftablagerung von Aerosolen und Auswaschung von Jod. Spaltproduktfreisetzung durch Leckageterme.	In die Umgebung freigesetzte Aktivität der verschiedenen Nuklide, Spaltproduktkonzentration in der Reaktorschutzgebäudeatmosphäre.

Tabelle 2-3: Benutzte Rechenprogramme für Analyse der Auswirkungen



Verteilungsdichtefunktion:  $f(x) = \frac{1}{\sqrt{2M} \sigma x} \cdot \exp \left[ -\frac{(\ln x - \mu)^2}{2\sigma^2} \right]$

Modalwert  
(wahrscheinlichster Wert) :  $x_m = e^{\mu - \sigma^2}$

Medianwert :  $x_{0,5} = e^{\mu} = \sqrt{x_u \cdot x_o}$

5 % - Grenze :  $x_u = x_{0,5} / EF$

95 % - Grenze :  $x_o = x_{0,5} \cdot EF$

90 % - Unsicherheits-  
faktor :  $EF = e^{\sigma \cdot 1,645}$

Erwartungswert :  $\bar{x} = e^{\mu + \sigma^2/2}$

Varianz :  $v = e^{2\mu + \sigma^2} [e^{\sigma^2} - 1]$

Wegen ihrer Zweiparametrigkeit ist die logarithmische Normalverteilung durch die Angabe eines Paares der oben angegebenen Parameter eindeutig bestimmt.

Darüber hinaus lassen sich aus einem vorgegebenen Paar durch Anwendung der aufgeführten Beziehungen andere charakteristische Größen ohne weiteres berechnen.

So ließe sich z.B. aus den Angaben des Medianwertes  $x_{0,5}$  und eines 90 %-Irrtumsfaktors EF über

$$\bar{x} = e^{\mu + \sigma^2/2} = x_{0,5} \cdot e^{\sigma^2/2} = x_{0,5} \cdot e^{(\ln EF)^2/5,411}$$

der Erwartungswert der Verteilung errechnen.

In der vorliegenden Studie wurde als Parameterpaar zur Festlegung der logarithmischen Normalverteilung der Ergebnisse der Erwartungswert  $\bar{x}$  und der 90 %-Irrtums- oder Unsicherheitsfaktor EF gewählt.

Die Studie ist der Auffassung, daß, bedingt durch seine Definition, der Erwartungswert die repräsentative Kenngröße zur Darstellung des Risikos im Rahmen einer Punktschätzung ist. Zu beachten ist dabei, daß die Ermittlung des unteren  $x_u$  bzw. oberen  $x_o$ -Konfidenzintervalles nicht durch einfache Division des Erwartungswertes durch den jeweiligen Irrtumsfaktor EF, sondern durch die Verwendung der Beziehungen

$$x_u = \frac{\bar{x}}{EF} \cdot e^{-0.185 (\ln EF)^2} \quad \text{bzw.}$$

$$x_o = \bar{x} \cdot EF \cdot e^{-0.185 (\ln EF)^2}$$

erfolgen soll.

Abschließend sollte erwähnt werden, daß bei einigen Störfallsequenzen, deren Risikorelevanz à priori als gering abschätzbar war (z.B. Zwischenüberhitzerleckage, Druckentlastungsstörfall), auf eine aufwendige Unsicherheitsanalyse verzichtet wurde. In solchen Fällen wurden die Ergebnisse lediglich durch die Angabe einer Punktschätzung des Erwartungswertes beschrieben.

## 2.3 ERGEBNISSE UND BEWERTUNG DER AIPA-STUDIE

Die amerikanische 'Accident Initiation and Progress Analysis' (AIPA) ist auftragsgemäß die Basis der vorliegenden Studie. Ihrer Übertragung auf deutsche Verhältnisse ging anhand der veröffentlichten Unterlagen eine eingehende Prüfung der angewendeten Methoden und Modelle sowie der Analysen, Ergebnisse und Aussagen voraus. Durch die freundliche Unterstützung der Arbeiten durch das US Department of Energy als Auftraggeber der AIPA-Studie und durch die General Atomic Comp. (GA) als deren Verfasser waren darüber hinausgehende Informationen verfügbar.

Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind zum größten Teil bereits veröffentlicht worden und an verschiedenen Stellen des vorliegenden Textes zu finden; sie werden in diesem Kapitel überblickartig zusammengestellt.

### 2.3.1 ERGEBNISSE

Eine weitgehende Zusammenfassung der AIPA-Ergebnisse enthält das Bild 2-11 aus dem 'AIPA Phase II Report'. Die Auswirkungen sind in Form einer modifizierten Äquivalentdosis (Health Effects Dose)  $D_{HE}^1$  im Abstand von 2,5 km von

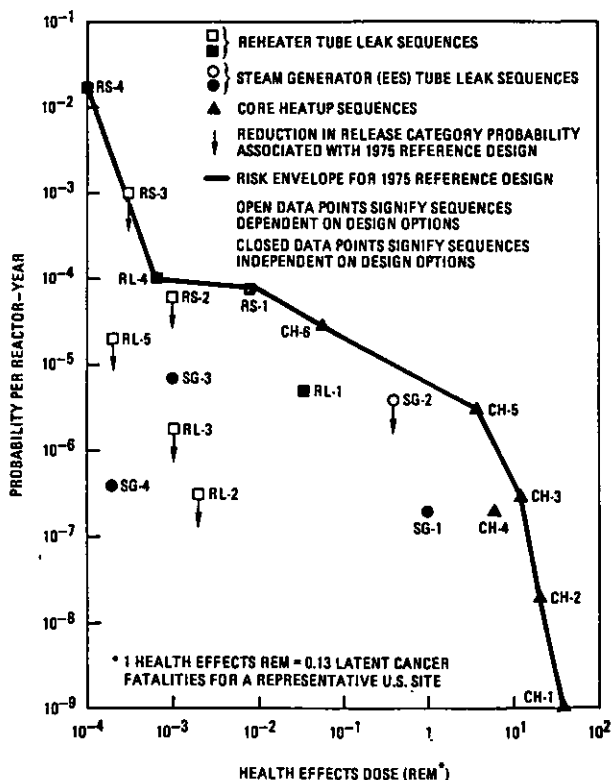


Bild 2-11: Ergebnisse der AIPA-Studie, Phase II, dargestellt im Häufigkeits/Konsequenzen-Diagramm

1)  $D_{HE}(\text{rem}) = D_{\text{Ganzkörper}} + 0.11 (D_{\text{Schilddrüse}} + D_{\text{Knochen}} + 3 \cdot D_{\text{Lunge}})$

der Anlage angegeben. Die einzelnen Diagrammpunkte stellen häufigkeitsbezogene Freisetzungskategorien dar, die jeweils eine Gruppe von Ereignisketten mit ähnlichen Auswirkungen zusammenfassen. Die größten Risikobeiträge sind zu einer Einhüllenden graphisch miteinander verbunden. Bei den Zahlenangaben handelt es sich um Medianwerte.

Die für das gesellschaftliche Risiko interessanten Beiträge mit gesundheitsgefährdenden Dosen resultieren aus Unfällen mit Kernaufheizung (CH). Störfälle, ausgelöst durch Lecks im Zwischenüberhitzer (RL) oder im Dampferzeuger (SG), sind von wesentlich geringerer Bedeutung. Als wahrscheinlichste einleitende Ereignisse für eine Kernaufheizung ergaben sich der 'Verlust der elektrischen Eigenbedarfsversorgung' und der 'Ausfall des Hauptkühlsystems'. Weitere Ereignisse einschließlich 'Erdbeben' sind in früheren Phasen der AIPA-Studie untersucht worden, mit dem Ergebnis, daß sie gegenüber den in Bild 2-11 aufgeführten vernachlässigbar sind.

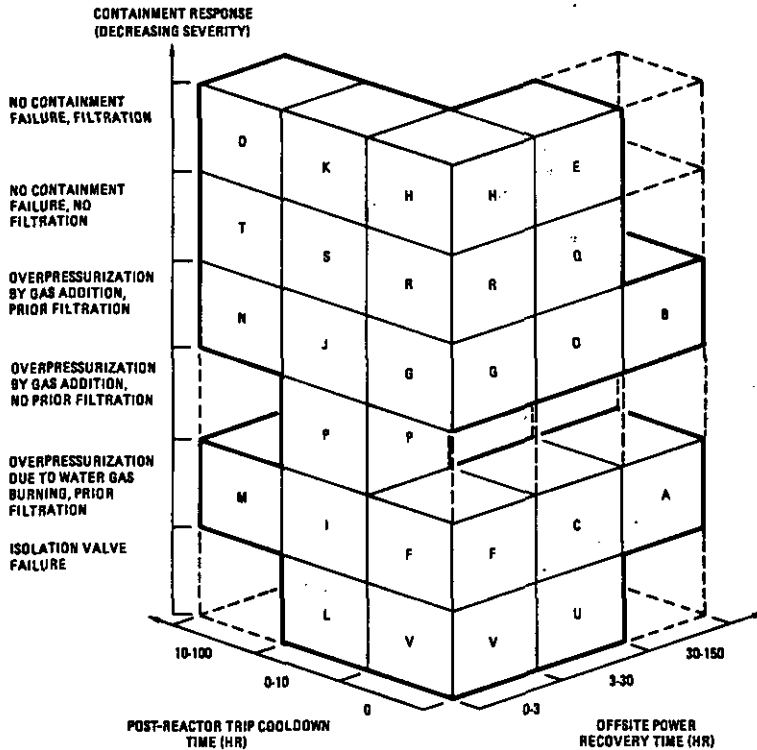
### 2.3.2 PROBABILISTISCHE METHODEN UND DATEN

Methodische Basis der AIPA-Studie ist die probabilistische Analysetechnik. Ihre Anwendbarkeit auf ein HTR-Konzept steht außer Zweifel; durch methodische Verbesserungen wurde dem relativ langsamen Ablauf von Störfällen bei einem HTR Rechnung getragen.

Anhand der Darstellungen in den AIPA-Berichten kann nicht abschließend beurteilt werden, ob alle wichtigen Einflußgrößen und Systemabhängigkeiten in den Fehlerbäumen korrekt berücksichtigt wurden. Aus unserer Analyse für die deutsche Anlage herrührende Zweifel konnten jedoch durch zusätzliche, nicht veröffentlichte Analysen der GA ausgeräumt oder auf Auslegungsunterschiede zwischen den zugrunde gelegten Referenzanlagen zurückgeführt werden. Ein typisches Beispiel dafür war die Frage, ob die Abhängigkeit der Wiederherstellung der Stromversorgung von der Batteriekapazität zu Recht in der AIPA-Studie vernachlässigt wurde. Wegen größerer Batteriekapazität der amerikanischen Anlage (s. Kapitel 4.4) ist dort diese Frage zumindest für den ersten Zeitbereich nach Störfallbeginn gegenstandslos.

Die Ereignisablaufdiagramme sind im Vergleich zu anderen probabilistischen Sicherheitsstudien sehr detailliert. Sie geben ein halbwegs realistisches Bild vom Ablauf und von den Verzweigungsmöglichkeiten eines Störfalles (s. Bild 2-12), allerdings leidet darunter oft die Übersichtlichkeit. Die Vielzahl zu berücksichtigender Ereignisketten (für Kernaufheizunfälle allein 160)

ist die Folge einer differenzierten Betrachtung der einleitenden Ereignisse (z.B. spontaner oder verzögerter Ausfall des Hauptkühlsystems, zeitlich gestaffelte Wiederherstellung der externen Stromversorgung etc) und einer Berücksichtigung von Reparaturmaßnahmen zur Steigerung der Systemverfügbarkeit.



Jeder Buchstabe bezeichnet ein Kernaufheiz-Szenario, das in Abhängigkeit von Ausfalldauer der externen Stromversorgung, Funktionszeit des Hilfskühlsystems und Art des Containmentverhaltens entsteht; näheres siehe in /2-8/.

Bild 2-12: Kernaufheizszenarien, die in AIPA Phase II analysiert wurden

Diese Vorgehensweise kommt dem Ziel einer realistischen Störfallanalyse sehr entgegen; für die Quantifizierung der differenzierten Ereignisse fehlt allerdings oft eine zufriedenstellende Basis. Der hohe Detaillierungsgrad der Systemanalysen mußte ohnehin für die Konsequenzen-Analyse wieder fallengelassen werden, da die AIPA-Studie zur Begrenzung des Analyseaufwandes ähnliche Ereignisketten zu Szenarien und Freisetzungskategorien mit den dazu erforderlichen Vereinfachungen zusammenfaßt.

Handlungen des Operators oder der Betriebsmannschaft wurden in der Ereignisablaufanalyse berücksichtigt. Vom Ansatz her fallen darunter alle verlangten bzw. möglichen Aktionen, die den Ablauf beeinflussen können, allerdings lag das Schwergewicht auf Aktionen, die den Störfall entschärfen. Die Wahrscheinlichkeit für das Ausbleiben einer solchen Aktion wurde mit Hilfe eines einheitlichen Modells abgeschätzt; danach nimmt sie mit zunehmender Zeit exponentiell ab, bis sie einen Grenzwert erreicht hat. Dieser Ansatz ist methodisch

positiv zu bewerten. Die Anwendung und vor allem die Abschätzung der erforderlichen Eingangsgrößen sind allerdings oft problematisch und mit großen Unsicherheiten behaftet.

Die Fähigkeiten des Operators werden in der AIPA-Studie durchweg gut bewertet, manchmal überschätzt, was auch darin zum Ausdruck kommt, daß nach unserer Meinung Erkennungszeiten oft zu kurz angesetzt und Störungen durch andere Informationen vernachlässigt werden. Dem Entscheidungsprozeß und der Möglichkeit störfallverschlimmernder Entscheidungen kommt eine zu geringe Bedeutung zu. Es kann nicht gesagt werden, welchen Einfluß diese Gesichtspunkte auf das Ergebnis haben; es ist in vielen Fällen wegen der langen zur Verfügung stehenden Zeit vermutlich geringer als zunächst erwartet.

Fehler aus gemeinsamer Ursache (Common-Mode-Ausfälle) werden in der AIPA-Studie in die Kategorien 'common cause' und 'causal' eingeteilt und über Faktoren berücksichtigt. Die Faktoren für Komponenten und Systeme werden aus Betriebserfahrungen abgeleitet. Diese Vorgehensweise ist grundsätzlich gutzuheißen; sie stellt sicher, daß die Verfügbarkeit redundanter Systeme eines neuartigen Reaktors nicht überschätzt wird. Es ist jedoch zweifelhaft, ob der damalige Kenntnisstand durchgängig eine komponentenspezifische Quantifizierung des Anteils von Common-Mode-Ausfällen zuließ.

Die für die Fehlerbaumanalysen benötigten Zuverlässigkeitskenngrößen gehen für ähnliche Komponenten auf die Rasmussen-Studie zurück. Für HTR-spezifische Komponenten wurden vorrangig Betriebserfahrungen mit britischen gasgekühlten Reaktoren ausgewertet (bis 1975/77). Vorliegende Daten über das Versagen von Komponenten bei Anforderung wurden direkt benutzt; ein möglicher Einfluß unterschiedlicher Testintervalle bleibt unberücksichtigt. Verglichen mit der Deutschen Risikostudie erscheinen die Daten und die zugehörigen Unsicherheitsfaktoren für die meisten Komponenten als zu günstig. Das gilt nicht für die eingesetzten Common-Mode-Faktoren, die in einigen Fällen bis zu 24 % der Gesamtfehler ausmachen und als zu ungünstig angesehen werden.

Insgesamt erscheinen die Verfügbarkeiten von Sicherheitssystemen als etwas zu günstig (ca. Faktor 2 bis 3) bewertet. Unsicherheiten, mit denen die benutzten Daten und das Berechnungsverfahren behaftet sind, wurden sowohl für die Häufigkeit als auch für die Auswirkungen nach dem Monte-Carlo-Simulationsverfahren abgeschätzt. Gegen das methodische Vorgehen gibt es keinerlei Bedenken. Unterschiedliche Meinungen bezüglich der Ergebnisse sind auf Unterschiede bei den Eingangsdaten zurückzuführen.



### 2.3.3 METHODEN UND MODELLE ZUR ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN

Die Analyse der Auswirkungen in der AIPA-Studie ist wie der probabilistische Teil der Analyse ausgerichtet auf das Ziel, Störfälle oder Unfälle möglichst realistisch zu beschreiben. Der zugrundegelegte Zustand der Anlage muß identisch sein mit dem, wie ihn die Ereignisablaufanalyse ausweist. Diese Vorgabe ist in der Praxis nur schwer umzusetzen, in der AIPA-Studie aber weitgehend gelungen. So hat man z.B. für die Gruppe der Kernaufheizunfälle die etwa 160 untersuchten Ereignisketten 22 Szenarien zugewiesen und für sie die Auswirkungen analysiert. Zur Vereinfachung der Ergebnisdarstellung wurden Szenarien zu rund 20 Freisetzungskategorien zusammengefaßt.

Die Untersuchungen innerhalb der Anlage wurden auf einen Zeitraum von 10 Tagen ausgedehnt, um so alle Vorgänge erfassen zu können, die eine radioaktive Freisetzung von Spaltprodukten nennenswert beeinflussen. Zur Beschreibung der Vorgänge wurden Modelle entwickelt, in denen Kenntnislücken oder fehlende Details durch konservative Annahmen abgedeckt werden. Eine Ausnahme bilden einige ergebnisbestimmende Annahmen zur Spaltproduktrückhaltung im Primärkreislauf und zur Desorption von Spaltprodukten bei Anwesenheit von Wasser sowie zum Versagen von Dampf-Abblaseventilen bei Beaufschlagung mit Wasser. Konservative Annahmen beinhalten auch die eingesetzten Rechenprogramme, die zum Großteil für Genehmigungsverfahren entwickelt worden sind. Mit großen Unsicherheiten sind sicherlich die Angaben zu Temperaturen im Reaktorkern zu belegen, wenn sie sich lokal der Graphit-Sublimationstemperatur von 3800 °C nähern.

Ein Versagen von Bauteilen wird angenommen, wenn die auftretenden Beanspruchungen Versagensgrenzen überschreiten. Für das Verhalten des Containments (Reaktorschutzgebäude) bei hohen Innendrücken wurden keine spezifischen Vorstellungen entwickelt, sondern aus der Rasmussen-Studie übernommen.

Der Einfluß dieser Gesichtspunkte auf die Aussagekraft der AIPA-Ergebnisse ist aber begrenzt, da sie in den meisten Fällen die freigesetzte Menge ablagungsfähiger Spaltprodukte betreffen, die aber nach AIPA eine geringe Bedeutung für die zu erwartende Gesundheitsdosis haben. Die Aussage, daß für Risikowerte eines HTR die Ganzkörper-Dosis (Edelgase) dominiert, ist aber nicht ohne weiteres zu bestätigen.

Die in der AIPA-Studie angewendeten Modelle zur atmosphärischen Ausbreitung und Dosisermittlung wurden nicht überprüft und können nicht bewertet werden.

#### 2.3.4 AUSSAGEN ZU DOMINIERENDEN EREIGNISSEN

Nach eingehender Prüfung sind wir der Meinung, daß die AIPA-Studie ein verläßliches Bild über das Risiko liefert, das durch den Betrieb eines HTGR-1160 hervorgerufen worden wäre. Die errechneten Zahlenwerte decken sich nicht immer mit unserer Meinung, sie scheinen aber im großen und ganzen in der richtigen Größenordnung zu liegen. Freisetzungen von Cäsium und vor allem von Strontium liegen durchweg unter den in der vorliegenden Studie abgeschätzten Werten.

Die AIPA-Studie belegt am Beispiel des HTGR-1160, daß Kernaufheizunfälle für das Risiko eines HTR eine dominierende Rolle spielen. Hauptursache für eine Kernaufheizung ist der Ausfall des Hauptkühlsystems. Die Studie zeigt mögliche Verzweigungen des Ereignisablaufs auf und weist die bestimmenden Einflußgrößen und Systeme aus. Neben den Kernkühlssystemen kommt dem Linerkühlsystem für die Folgen einer Kernaufheizung eine große Bedeutung zu, da es ein mögliches Versagen des Reaktorschutzgebäudes entscheidend beeinflusst. Nachgewiesen wurden der langsame Ablauf einer Kernaufheizung und die für Gegenmaßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage verbleibende Zeit.

Diesen übergeordneten Ergebnissen kann vorbehaltlos zugestimmt werden, allerdings ergeben die Zahlenwerte nach unserer Meinung ein zu optimistisches Bild. Die Gründe dafür wurden bereits dargelegt und sollen an einem Beispiel verdeutlicht werden. So wird angenommen, daß Störungen im Hauptkühlsystem in 90 % der Fälle eine Vorkühlung des Reaktorkerns über 5 Stunden mit dem Hauptkühlsystem zulassen. Dazu müssen aber vom Operateur Hilfsdampf übergangslos zugeschaltet oder Verriegelungskriterien aufgehoben werden, ggf. muß er auch aufbereitetes Wasser in den Sekundärkreis nachspeisen. Die Wahrscheinlichkeit für Fehlaktionen ist wegen der zur Verfügung stehenden Zeit nicht sehr hoch, sollte aber nicht vernachlässigt werden, wie in AIPA geschehen. Generell scheinen die Rückhaltefaktoren vor allem für Strontium überbewertet zu sein.

Die Analyse von 'Dampferzeugerlecks' mit Wassereinbrüchen in den Primärkreislauf ergab die Freisetzung einer erhöhten Kühlgasaktivität direkt in die Umgebung als relevanten Pfad, aber insgesamt vernachlässigbare Risikobeiträge. Berücksichtigt man, daß nach unserer Meinung die Häufigkeit dominierender Ereignisketten und die Freisetzung ablagerungsfähiger Spaltprodukte unterschätzt wurden, so kommt dieser Störfallgruppe wahrscheinlich eine größere Bedeutung für das Risiko dieser Anlage zu.

In der AIPA-Studie wurden für eine Vielzahl auslösender Ereignisse und Störfallabläufe Risikobeiträge abgeschätzt, die aber alle von geringerer Bedeutung waren. Der Grad an Vollständigkeit muß dementsprechend als sehr hoch bewertet werden, auch wenn die Behandlung von Erdbeben zu große Unsicherheiten zurückließ und andere Einwirkungen von außen mit dem Argument günstigere Standortverhältnisse ausgeklammert wurden. Ergänzend zu den bisher genannten Arbeiten ist im Rahmen des AIPA-Projektes der Versuch unternommen worden, Feuer innerhalb der Anlage als einleitendes Ereignis zu berücksichtigen /2-7/. Dabei ergaben sich für die amerikanische Anlage ein um etwa 15 % höheres Gesamtrisiko und eine Ereigniskette mit höheren Auswirkungen im Vergleich zu den anders eingeleiteten Kernaufheizunfällen.

Faßt man die bisherigen Aussagen zusammen, so enthält die AIPA-Studie eine in sich geschlossene und im großen und ganzen vertrauenswürdige Beurteilung des Ablaufes, der relativen Häufigkeit und der Auswirkungen schwerer Störfälle bei einem HTR. Das kommt auch darin zum Ausdruck, daß bei ihrer Überprüfung zwar einige Schwachstellen identifiziert wurden, die sich auf einzelne Risikowerte auswirken können, aber keine völlig andersartigen Störfall- oder Unfallabläufe oder neue relevante auslösende Ereignisse verdecken. Zweifelhaft ist jedoch, ob der Ausfall der Kernkühlung und das Einmünden von zunächst andersartigen Störfällen, z.B. Wassereinbruch, in eine Kernaufheizung ausreichend behandelt ist. In weitergehenden Untersuchungen sollten die aufgezeigten Schwachstellen der AIPA-Studie schwerpunktmäßig behoben werden. Es ist aber zu erwarten, daß sie nur zu Abweichungen in Teilaspekten und zu einer Reduzierung von Unsicherheiten führen.

## SCHRIFTTUM

- /2-1/ General Atomic Company: Standard Safety Analysis Report,  
GA-A-13200, 1974/75
- /2-2/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Safety Evaluation Report,  
Docket Nos: 50-450/451, 50-463/464, 1975
- /2-3/ Philadelphia Electric Company: Preliminary Safety Analysis Report  
Fulton Generating Station, Docket Nos: 50-450/451  
Summit Power Station, Docket Nos: 50-463/464
- /2-4/ Konsortium Brown, Boveri & Cie AG, Hochtemperatur Reaktorbau GmbH:  
1160-MWe-HTR-Demonstrations-Kernkraftwerk Sicherheitsbericht, 1973/75
- /2-5/ H. Strömer: Mathematische Theorie der Zuverlässigkeit,  
R. Oldenburg, München 1970
- /2-6/ G.T. Edward, I.A. Watson: A Study of Common-Mode-Failures, Safety and  
Reliability Directorate, Wigshaw Lane,  
Culcheth Warrington, SRD R 146, 1979
- /2-7/ K.N. Fleming, W.J. Houghton, F.P. Scaletta: A Methodology for Risk  
Assessment of Major Fires and its Application to an HTGR Plant,  
General Atomic Company GA-A-15402 US-77, 1979

### 3. STÖRFALLAUSWAHL

Probabilistische Störfallanalysen müssen alle möglichen Vorgänge einbeziehen, die einen Störfall bzw. Unfall auslösen können, in dessen Verlauf es zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus der Anlage kommen kann. Im ersten Schritt sind Ort und Menge dieser Stoffe in der Anlage zu ermitteln und Mechanismen zu identifizieren, die deren Einschluß aufheben. Danach müssen solche Ereignisketten herausgefiltert und im Detail analysiert werden, die die Größe und Häufigkeit einer Spaltproduktfreisetzung entscheidend beeinflussen.

#### 3.1 AUSWAHLPRINZIPIEN, AKTIVITÄTSINVENTARE

Das Aktivitätsinventar der HTR-1160-Anlage beträgt eine halbe Stunde nach Abschaltung etwa  $5 \cdot 10^9$  Curie. Es ist bei gleicher elektrischer Leistung wegen des höheren thermischen Wirkungsgrades um etwa 15% niedriger als bei einem Druckwasserreaktor. Freisetzungen von mehr als einem Promille des Inventars radiologisch gefährlichster Stoffe würden bereits Gesundheitsgefährdungen in der Umgebung hervorrufen.

Bei den radioaktiven Stoffen handelt es sich vorrangig um Spaltprodukte, von denen etwa 17 % Halbwertszeiten im Bereich von Stunden haben, also relativ kurzlebig sind. Bei einem Prozent der Aktivität liegt die Halbwertszeit im Bereich von Jahren. In Tab. 3-1 wurden für den Zweck dieser Studie nur Nuklide berücksichtigt, deren Halbwertszeit größer als eine Stunde ist, von denen bei Unfällen aufgrund des Inventars und der Flüchtigkeit größere Beiträge zur Gesamtfreisetzung zu erwarten sind und die eine hohe radiologische Toxizität haben.

Zur Beherrschung des auch bei einem HTR hohen Gefährdungspotentials sind mehrere hintereinanderliegende Barrieren vorgesehen. Außerdem ist die Anlage mit Sicherheitssystemen ausgestattet, die nach menschlichem Ermessen eine Zerstörung dieser Barrieren verhindern und somit den Einschluß der Spaltprodukte garantieren sollen. Daraus folgt, daß zwar Unfälle mit hohen Schadensfolgen grundsätzlich möglich sind, aber ihr Eintreten aufgrund technischer Vorkehrungen sehr unwahrscheinlich ist, jedoch mit absoluter Sicherheit nicht ausgeschlossen werden kann. Die Untersuchungen im Rahmen dieser Studie konzentrie-

ren sich auf die Abschätzung maximaler Risikobeiträge<sup>+) aus Ereignisketten, in deren Verlauf es zu größeren Spaltproduktfreisetzungen in die Umgebung kommen kann. Somit brauchen nur solche Ereignisketten gründlich untersucht zu werden, die Anlagenbereiche mit hohen Aktivitätsinventaren in Mitleiden- schaft ziehen und in deren Verlauf es nach Ausfall der Sicherheitssysteme zum Versagen der Barrieren kommt.</sup>

Nuklid	Halbwerts- zeit	Kerninventar	Im Primärkreis abgelagerte Aktivität	Im Kühlgas zirkulierende Aktivität	Staub- gebundene Aktivität
	$T_{1/2}$	$\times 10^7$ Ci	$\times 10^3$ Ci	$\times 10^2$ Ci	Ci
Kr-85m	4.4 h	4.7	-	11	-
Kr-85	10.8 a	0.1	-	0.03	-
Kr-88	2.8 h	12	-	25.7	-
Sr-89	50.8 d	14	5.3	-	9
Sr-90	28.9 a	0.7	6.5	-	0.1
Sr-91	9.7 h	14.2	0.6	-	96
Sb-125	2.7 a	0.1	0.1	-	-
Te-129m	34.1 d	0.2	0.1	-	-
J-131	8.1 d	8	7.9	-	80
J-132	2.4 h	11.5	6.8	-	469
Te-132	78.0 h	11	6.1	-	-
J-133	20.8 h	16	5.4	-	473
Xe-133	5.3 d	16	-	5.5	-
Cs-134	2.1 a	1.4	59.4	-	7.3
J-135	6.7 h	14	2.3	-	462
Xe-135	9.2 h	2	-	9.4	-
Cs-137	30.2 a	0.7	137.2	-	2.5
Ba-140	12.8 d	16	0.4	-	-
Nuklidinventar, Halb- wertszeit $\geq 1$ Stunde:					
		$10^9$ Ci	$3 \cdot 10^5$ Ci	$5 \cdot 10^3$ Ci	$2 \cdot 10^3$ Ci
Nuklidinventar, Halb- wertszeit $\geq 1$ Jahr:					
		$3 \cdot 10^7$ Ci	$2 \cdot 10^5$ Ci	3 Ci	10 Ci

Tabelle 3-1: Aktivitätsinventar innerhalb des Primärkreislaufes  
(Erwartungswerte für HTR-1160 bei mittlerem Brennelement-  
alter von 2,5 Jahren und 40 jähriger Betriebszeit)

Ereignisketten, deren Häufigkeiten  $10^{-9}$ /Reaktor-Jahr unterschreiten, werden nicht weiter verfolgt, weil die Methodik in diesem Bereich zu große Unzulänglichkeiten aufweist. Sie werden ohnehin durch wahrscheinlichere Ereignisketten mit abgedeckt, wenn sichergestellt ist, daß die Auswirkungen das bekannte Maß nicht überschreiten.

+) Als Maß für das Risiko wird im Rahmen dieser Studie die zu erwartende Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung pro Reaktor-Jahr angesehen.

Ein Blick auf die Aktivitätsinventare innerhalb der Anlage (Bild 3-1) bestätigt, daß der Reaktor selbst das bei weitem größte Gefahrenpotential darstellt. Bei Ereignissen, die den Reaktor betreffen, sind die auf kalten Oberflächen abgelagerten Spaltprodukte und die Kühlgasaktivität mit zu berücksichtigen; ihre Freisetzung allein (0.7% der Kernaktivität) ruft aber keine größeren

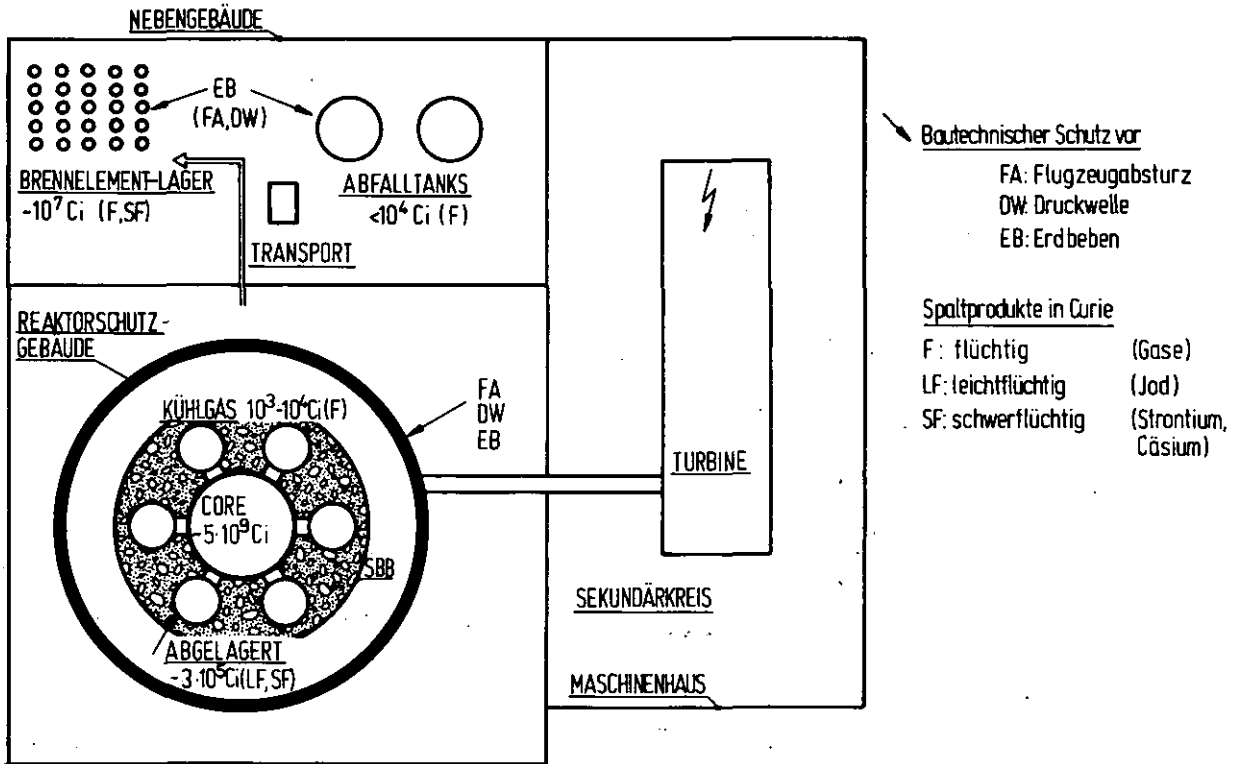


Bild 3-1: Aktivitätsinventare und Schutz der Anlagenteile

gesundheitlichen Schäden in der Umgebung hervor. Ähnliches gilt für die in den Abfalltanks befindliche Aktivität. Eine größere Gefahrenquelle stellt im Verhältnis hierzu das Lager für abgebrannte Brennelemente dar, in dem, in Bohrungen eines Betonblockes eingebracht, im Mittel etwa ein Drittel der Kernladung zwischengelagert wird (s. Kapitel 3.4).

### 3.2 SPALTPRODUKTEINSCHLUSS, ZERSTÖRUNGSMECHANISMEN

Bei intakter Anlage sind die Spaltprodukte, die sich zu fast 100% im Reaktorkern befinden, mehrfach eingeschlossen. Zunächst haben die Brennelemente selbst Barrieren (Brennstoffbeschichtung, Graphit), die die Spaltprodukte hochwirksam zurückhalten und auch die sehr geringe Kühlgasaktivität erklären. Spaltprodukte werden aus den Brennelementen freigesetzt, wenn die Beschichtung des Brennstoffs durchlässig wird oder aufbricht. Damit ist aber erst bei Temperaturen von etwa 1400 bis 1850 °C zu rechnen. Die Brennelemente sind vom Primärkreislauf umschlossen, der wiederum in das druckfeste Reaktorschutzgebäude eingebracht ist. Ein Versagen dieser Barrieren aufgrund gemeinsamer Ursache ist weitgehend auszuschließen.

Dementsprechend spielen Ereignisse, in deren Verlauf es zu einer AUFHEIZUNG DES REAKTORKERNS kommt, eine zentrale Rolle. Sie setzen aufgrund der Eigenschaften des Kühlgases und der konstruktiven Gestaltung des Primärkreises den Verlust der Zwangskonvektion voraus oder den vollständigen Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr. Einen Kühlmittelverluststörfall im eigentlichen Sinne gibt es beim HTR nicht, da Primärkreislauf-Brüche mit Druckentlastung nur eine Verdünnung des Kühlmittels nach sich ziehen, was lediglich eine Verschlechterung der Wärmeübertragungseigenschaften des Kühlgases um den Faktor 20-30 bedingt. Die Nachwärmeabfuhr bei druckentlastetem Reaktor ist Auslegungsfall für das Hilfskühlsystem.

Die Gründe für einen vollständigen Ausfall der Kühlung liegen meist im technischen Versagen von Komponenten oder menschlichem Fehlverhalten innerhalb der Anlage, können aber auch die Folge von Vorgängen außerhalb der Anlage sein (z.B. Netzausfall, Einwirkungen von außen). Die Auswahl repräsentativer auslösender Ereignisse darf sich nicht nur nach der Häufigkeit des Ereignisses richten, sondern muß eine mögliche Schwächung von Sicherheitssystemen mit einbeziehen. So hat z.B. ein relativ häufiger 'Ausfall des Kondensators' keine Auswirkungen auf die Verfügbarkeit der angeforderten Nachwärmeabfuhrsysteme, während ein schweres 'Erdbeben' hingegen diese Systeme erheblich schwächen oder gar zerstören kann und dann trotz seiner sehr geringen Auftretenswahrscheinlichkeit einen nennenswerten Risikobeitrag liefert.

Kommt es zum Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme, so folgt aufgrund der geringen Leistungsdichte eines HTR und der großen Wärmekapazität des Graphitkerns ( $\sim 10^6$  kJ/°C) ein relativ langsamer Temperaturanstieg im Reaktorkern. Der Druck steigt ebenfalls an, so daß nach mehreren Stunden der Ansprechdruck der



Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters erreicht wird und es zu einer Druckentlastung des Primärkreislaufes in das Reaktorschutzgebäude kommt. Die zu diesem Zeitpunkt überströmende Aktivität liegt um etwa eine Größenordnung über der Kühlgasaktivität bei Normalbetriebsbedingungen. Edelgase und Halogene werden massiv nach etwa 10-20 Stunden aus den Brennelementen freigesetzt und gelangen über das sich ausdehnende Helium ins Reaktorschutzgebäude. Strontium und Cäsium folgen erheblich verzögert und werden z.T. schon innerhalb des Primärkreislaufes zurückgehalten. Die Integrität des Reaktorschutzgebäudes nach erfolgtem Gebäudeabschluß ist nicht in Gefahr, solange der Spannbetonbehälter durch Betrieb des Linerkühlsystems vor hohen Temperaturen geschützt wird.

Dieser sich im Vergleich zu einem Kernschmelzunfall bei einem Leichtwasserreaktor über größere Zeiträume erstreckende Ablauf ermöglicht Reparaturmaßnahmen an ausgefallenen Systemen und läßt Maßnahmen zur Eingrenzung des Schadens als realisierbar erscheinen.

Neben den Ereignissen und Vorgängen, die zu einer Kernaufheizung führen und den Ablauf bestimmen, sind im Rahmen von Risikountersuchungen für HTR auch solche zu verfolgen, bei denen zu einem frühen Zeitpunkt erhebliche Luft- und Wassermengen in den Primärkreis einbrechen.

WASSEREINBRUCHSTÖRFÄLLE sind wegen des Druckgefälles vom Sekundär- zum Primärkreislauf (HTR-1160: 173/50 bar) möglich. Sie setzen voraus, daß ein Leck in der gemeinsamen Komponente, dem Dampferzeuger, auftritt und daß dieser sekundärseitig nicht ordnungsgemäß abgesperrt werden kann. Der durch das Wasser bedingte Reaktivitätshub wird durch das Abschaltssystem kompensiert. Graphitkorrosionsvorgänge spielen keine entscheidende Rolle, solange die Temperaturen unterhalb 800 °C liegen. Die hohe Feuchte im Kühlgas kann zu einer erhöhten Aktivitätsfreisetzung führen, weil auf kalten Oberflächen abgelagerte Spaltprodukte desorbiert werden. Durch Hydrolyse des Brennstoffes in defekten Partikeln wird dessen Gitter und somit die Rückhalte-Barriere zerstört. Außerdem werden im gewissen Umfang der Matrix-Graphit oxidiert und die darin befindlichen schwerflüchtigen Spaltprodukte ebenfalls freigesetzt. Zu nennenswerten Gesundheitsgefährdungen in der Umgebung kann es aber nur kommen, wenn diese gegenüber dem Normalbetrieb erhöhte Kühlgasaktivität unmittelbar in die Umgebung gelangt.

Unfällen mit massivem LUFTEINBRUCH in den Kern und erheblicher Graphit-Sauerstoff-Reaktion müssen Brüche am Primärkreislauf von bestimmter Lage oder Größe vorausgehen. Da einerseits solche Brüche extrem unwahrscheinlich sind und andererseits nach neueren Untersuchungen der Ablauf selbst unter unrealistisch günstigen Reaktionsbedingungen weit harmloser ist als bisher angenommen /3-1/, sind von vornherein für diese Ereignisketten sehr niedrige Risikobeiträge zu erwarten.

### 3.3 FREISETZUNGSKLASSEN, AUSLÖSENDE EREIGNISSE

Das Hauptaugenmerk der Studie muß sich auf Ereignisse und deren Verkettung richten, bei denen es zu einer Überhitzung der Brennelemente (Kernaufheizung) kommt und möglicherweise alle Barrieren versagen. Die entsprechende Freisetzungsklasse mit Freisetzung eines Großteils des KERNINVENTARS ist in Bild 3-2 veranschaulicht.

Ordnet man den aufgeführten auslösenden Ereignissen Häufigkeitsbereiche zu und berücksichtigt die durch die Anlagenauslegung getroffenen Vorsorgemaßnahmen, so wird schnell deutlich, daß der Ausfall der normalen Energieversorgung und Anforderung der Notstromaggregate, hier als 'Notstromfall' bezeichnet, sowie der Ausfall des betrieblichen Hauptkühlsystems aufgrund anderer Ursachen eine dominierende Rolle spielen. Die anderen, wesentlich selteneren auslösenden Ereignisse müssen soweit betrachtet werden bis gesicherte Aussagen über ihre relative Bedeutung ableitbar sind.

Die Abschätzung von Risikobeiträgen, verursacht durch Sabotage, Terrorismus und Krieg war - wie in vorausgegangenen Studien - auch im Rahmen dieser Studie nicht beabsichtigt.

Die Untersuchungen zur Freisetzung der KÖHLGASAKTIVITÄT und eines Teils der im Primärkreis abgelagerten Aktivität (Bild 3-3) müssen vorrangig solche Ereignisse umfassen, in deren Verlauf es zu einem erheblichen Wassereinbruch in den Kern kommt und die Aktivität unter Umgehung des Reaktorschutzgebäudes direkt in die Umgebung freigesetzt wird. Geht man von der Auslegung der Referenzanlage aus, so kommt *à priori* Lecks in einem der Dampferzeuger innerhalb dieser Ereignisklasse die größte Bedeutung zu.

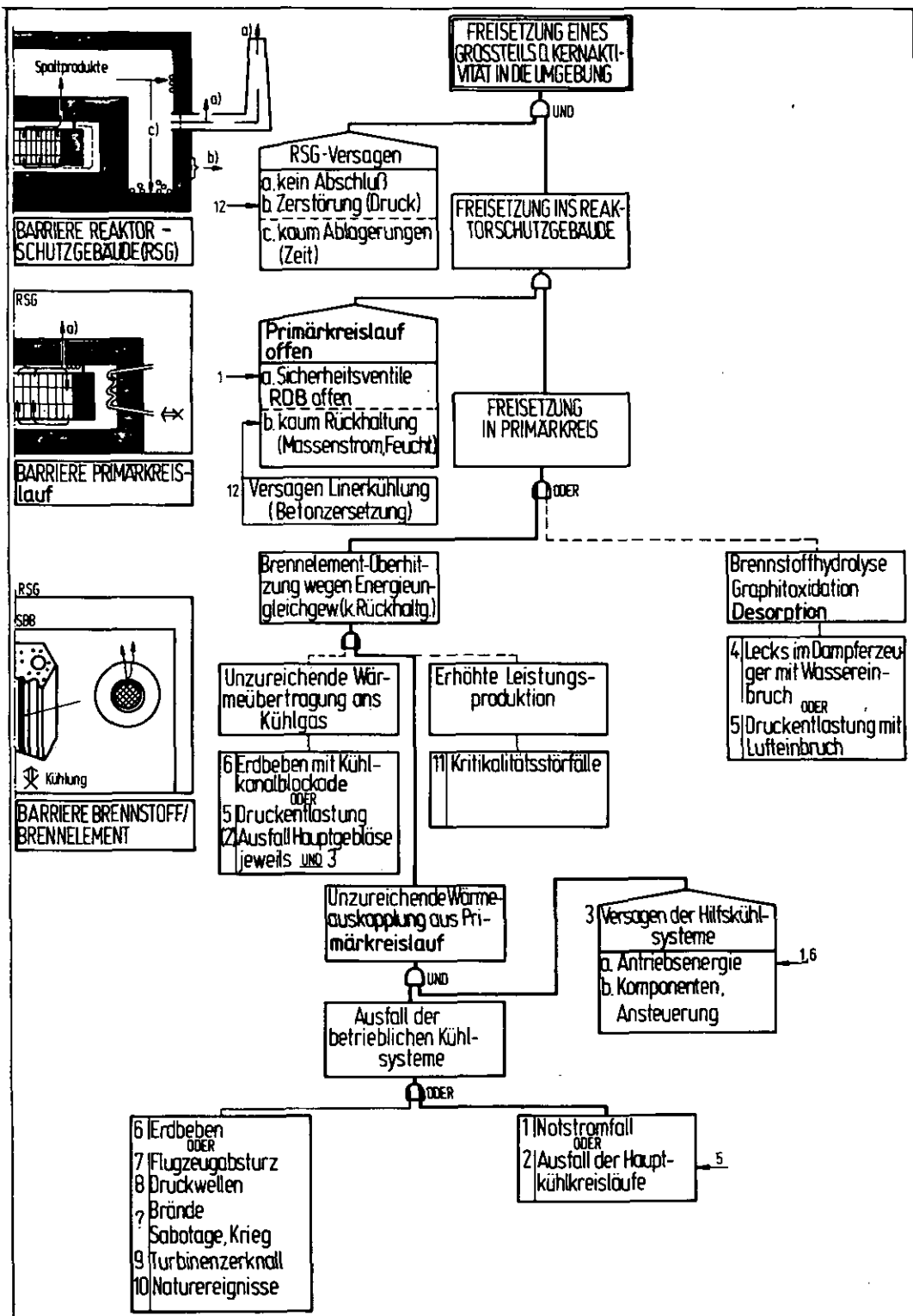


Bild 3-2: Verknüpfung von Ereignissen zu Ketten mit Freisetzung eines Großteils des Kerninventars (Nummern kennzeichnen auslösende Ereignisse)

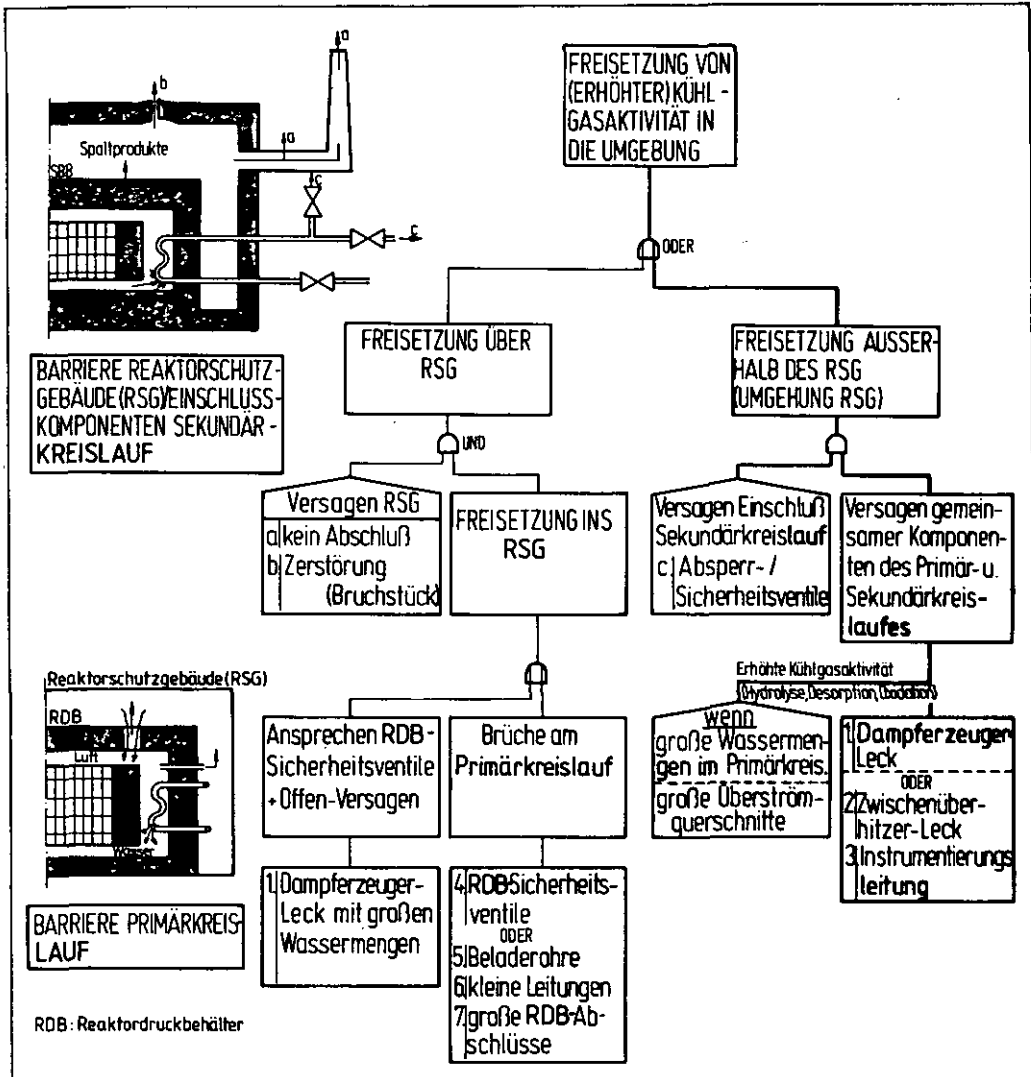


Bild 3-3: Verkettung von Ereignissen mit Freisetzung von (erhöhter) Kühlgasaktivität

### 3.4 BEDEUTUNG DER NEBENANLAGEN

Die Überlegungen zu Ereignisketten mit Aktivitätsfreisetzung aus Nebenanlagen können sich auf Freisetzungen aus dem Lager für abgebrannte Brennelemente beschränken, da nur von den dort befindlichen Spaltprodukten eine nennenswerte Umgebungsbelastung ausgehen kann.

Das Lager ist zur Aufnahme eines Viertels der Kernladung ausgelegt. Die Entnahme der Brennelemente aus dem Reaktorkern findet frühestens 32 Stunden nach der Reaktorabschaltung statt, so daß sehr kurzlebige Nuklide bereits zerfallen sind. Beim Entladen beträgt das Aktivitätsinventar der rund 1000 zu lagernden Brennelemente etwa  $10^8$  Ci; es sinkt während der Lagerzeit von mindestens einem halben Jahr bis zum Abtransport auf rund  $5 \cdot 10^6$  Ci ab.

Näherungsweise ist mit einer mittleren Aktivität im Lager von etwa  $10^7$  Ci zu rechnen; das ist ein Prozent der gesamten im Kern befindlichen Aktivität. Den Hauptbeitrag liefern die schwerflüchtigen, aber langlebigen Isotope Sr-90 und Cs-137 und das ebenfalls langlebige Edelgas Kr-85.

Freigesetzt werden kann diese Aktivität nur durch eine Überhitzung der abgebrannten Brennelemente. Dies könnte wie bei den Kernaufheizunfällen durch den Ausfall der Kühlung als Folge von anlageninternen Ereignissen oder schweren Einwirkungen von außen geschehen. Die Nachzerfallswärme wird aus den Brennelementen durch Konvektion und Strahlung an die Lagerschacht-Behälter abgegeben und von dort durch ein redundantes Kühlwassersystem (2 x 100%) abgeführt. Dieser Kühlkreislauf ist Bestandteil des notstromversorgten Zwischenkühlwassersystems, dessen Rückkühl-Noteinspeisung ebenfalls notstromversorgt ist. Normalerweise erfolgt die Rückkühlung über das nicht notstromversorgte Nebenkühlwassersystem. Bis auf die Zellenkühltürme des Nebenkühlwassersystems sind die Kühlsysteme aufgrund ihrer Anordnung im Reaktornebengebäude gegen äußere Einwirkungen geschützt.

Wegen der geringen Leistungsdichte in den Brennelementen ( $0.05$  bis  $0.1 \text{ W/cm}^3$ ) und wegen der großen, als Wärmesenke wirkenden Betonmasse von rund  $2500 \text{ m}^3$  muß auch bei völligem Ausfall der Kühlung nur mit einem Temperaturanstieg von  $20 \text{ }^\circ\text{C/h}$  gerechnet werden. Demnach werden bei einer Ausgangstemperatur von  $500 \text{ }^\circ\text{C}$  erst nach frühestens zwei Tagen Temperaturen erreicht, bei denen die Freisetzung von Spaltprodukten durch Partikelversagen beginnt. Dieser Temperaturanstieg gilt für Brennelemente, die aufgrund einer irrtümlich vorzeitigen Entnahme aus dem Kern die höchstmögliche Nachwärmeproduktion aufweisen. Der für die Risikobetrachtung relevante Fall ist das planmäßige Wechseln der Brennelemente nach 4 Jahren Standzeit; in diesem Fall beträgt der Temperaturanstieg - konservativ ermittelt - etwa  $10 \text{ }^\circ\text{C/h}$ . Damit wird die für den Beginn des Partikelversagens maßgebende Temperatur von  $1850 \text{ }^\circ\text{C}$  nach frühestens 6 Tagen erreicht, ausgehend von einer Normaltemperatur der Brennelemente im Lager von  $400 \text{ }^\circ\text{C}$ .

Für den Ausfall des Kühlsystems durch anlageninterne Ereignisse kommen hauptsächlich das gemeinsame Versagen der Kühlmittelpumpen (z.B. Stromausfall) sowie Leitungsschwächen in Frage. Mit sehr großer Wahrscheinlichkeit können in der langen zur Verfügung stehenden Zeit schadhafte Komponenten repariert bzw. ausgetauscht oder die Energieversorgung wiederhergestellt werden. Außerdem läßt sich ein Zwangsumlauf des Zwischenkühlwassers über notfalls einzurichtende Außenanschlüsse herstellen. Bei Ausfall der Kühlung in einem oder in mehreren Lagerschächten besteht die Möglichkeit, vor den Reparaturmaßnahmen die betroffenen Brennelemente in Schächte mit intakter Kühlung umzulagern.

Eine Aufheizung und eventuelle Beschädigung der zwischengelagerten Brennelemente durch Kerosinbrand nach einem Flugzeugabsturz kann ausgeschlossen werden. Das Reaktornebengebäude ist so ausgelegt, daß die darin befindlichen sicherheitstechnisch relevanten Komponenten - und damit auch aufgrund ihrer räumlichen Anordnung die gelagerten Brennelemente - vor den Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auch unter Berücksichtigung eines Treibstoffbrandes geschützt sind.

Risiken, die beim Umsetzen von Brennelementblöcken vom Kern ins Lager entstehen, sind wegen extrem niedriger Häufigkeiten und Auswirkungen vernachlässigbar.

Zusammenfassend läßt sich zum Sicherheitsaspekt des Brennelementlagers sagen, daß aufgrund des vergleichsweise geringen radioaktiven Inventars, wegen der langen zur Verfügung stehenden Zeit für Gegenmaßnahmen und schließlich durch den Schutz des Reaktornebengebäudes gegen äußere Einflüsse die potentielle Freisetzung von Spaltprodukten aus den gelagerten abgebrannten Brennelementen keine wesentlichen Risikobeiträge entstehen läßt. Dementsprechend konzentrieren sich die weiteren Überlegungen auf Störfälle bzw. Unfälle, die den Reaktor selbst betreffen.

## SCHRIFTTUM

/3-1/: Moormann, R. et al., Verhalten des HTR-Kugelhaufens bei massivem Luft-einbruch, Atomkernenergie/Kerntechnik Bd. 35 (1980) Lfg. 4, S. 270-274.

## 4. ANALYSE VON TRANSIENTEN-EREIGNISSEN MIT KERNAUFHEIZUNG

Ereignisse, in deren Verlauf es zur Aufheizung des Reaktorkerns und zur Zerstörung der Spaltproduktbarrieren kommt, lassen für HTR den größten Risikobeitrag erwarten. Die wichtigsten auslösenden Ereignisse für eine Kernaufheizung sind Störungen, die ohne Kühlmittelverlust zu einem länger andauernden Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr führen (Transienten). Dazu gehören der 'Notstromfall' und der durch andere Störungen bedingte 'Ausfall des Hauptkühlsystems', die in diesem Kapitel behandelt werden. Andere auslösende Ereignisse, die auch zu einer Kernaufheizung führen können, werden in den Kapiteln 5 und 6 angesprochen.

Zur systematischen Erfassung von Funktion und Versagen der bei solchen Störungen angeforderten Systeme dienen Ereignisablaufdiagramme, die im Kapitel 4.1.6 für den 'Ausfall Hauptkühlsystem' und 4.2.6 für den 'Notstromfall' vereinfacht vorgestellt und erläutert werden. Die physikalischen Vorgänge innerhalb der Anlage, die letztlich das Ausmaß der Aktivitätsfreisetzung bestimmen, werden im Kapitel 4.3 behandelt. Vorgänge mit ähnlichen Freisetzungsmerkmalen werden zu sogenannten Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Kapitel 4.4 ordnet dann schließlich den Freisetzungskategorien die entsprechenden Freisetzungshäufigkeiten zu, bewertet die Abhängigkeit der Ergebnisse von der Auslegung der deutschen HTR-1160 Anlage und geht auf Unterschiede zur AIPA-Studie ein.

Die für den Ablauf und das Ausmaß einer Kernaufheizung entscheidenden Vorgänge und die wichtigsten Schutzaktionen sind in Bild 4-1 überblickartig zusammengestellt. Beide Transienten führen zum Ausfall des betrieblichen Kühlsystems, lösen eine Reaktorabschaltung aus und fordern das Hilfskühlsystem an. Gehen mindestens zwei der vier redundant aufgebauten Stränge in Betrieb, wird der Reaktorkern gekühlt und eine Kernaufheizung vermieden; die Aktivität im Reaktorkern und Primärkreislauf bleibt eingeschlossen.

Kann die Nachwärme nicht abgeführt werden, steigen Temperatur und Druck im Reaktorkern langsam an. Nach einigen Stunden wird der Ansprechdruck der Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters erreicht. Sie öffnen und entlasten bei Versagen in Offen-Stellung den Primärkreislauf vollständig in das Reaktorschutzgebäude (Sicherheitseinschluß). Als Folge der weiter steigenden Temperaturen kommt es zu einer erhöhten Freisetzung von Spaltprodukten aus den Brennelementen in den Primärkreislauf. Sie werden dort zurückgehalten oder gelangen

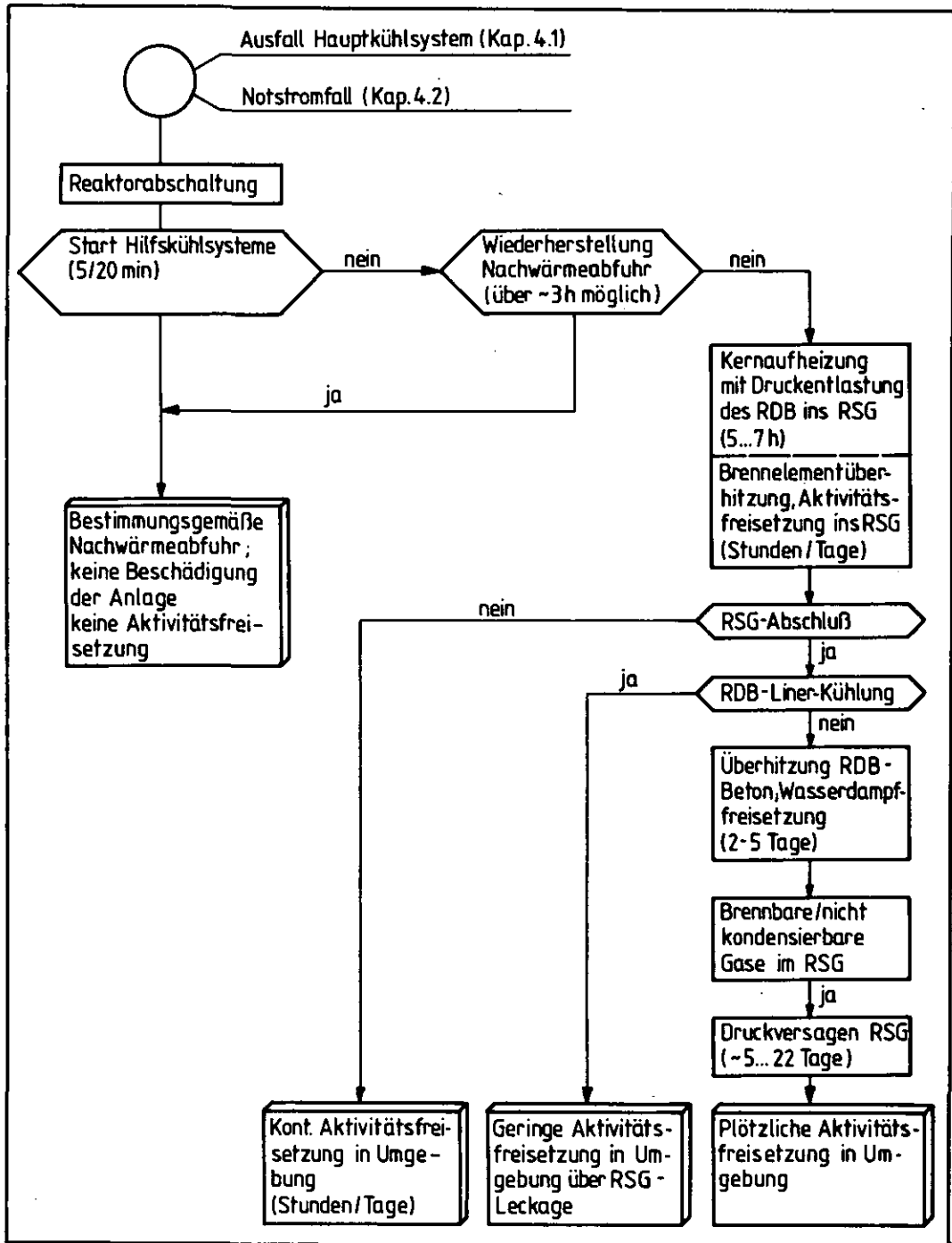


Bild 4-1: Ereignisablauf (Übersicht für HTR-1160)

ins Reaktorschutzgebäude.

Größere Freisetzen aus der Anlage sind nur bei Versagen des Reaktorschutzgebäudes möglich. Das ist der Fall, wenn die Abschlußklappen des Reaktorschutzgebäudes nicht schließen oder das Gebäude nach mehreren Tagen versagt. Voraussetzung dafür ist eine Überhitzung des Betons im oberen Bereich des Reaktor-druckbehälters, nachdem Vorkehrungen zu dessen Schutz (Isolierung, Linerkül-lsystem) versagt haben. Der aufgeheizte Beton setzt dann  $H_2O$  und  $CO_2$  in erheb-lichen Mengen frei. Ein Teil dieser Gase kommt mit dem heißen Graphit in Berüh-



rung; die Reaktionsgase  $H_2$  und CO gelangen ins Reaktorschutzgebäude und können zu dessen Überdruckversagen führen.

Der zeitliche Ablauf dieser Vorgänge hängt stark davon ab, ob das Hauptkühl-system spontan oder verzögert ausgefallen ist und auch davon, ob und wann das Linerkühlsystem ausfällt. Der schlimmste Fall ist das spontane Versagen des Hauptkühl- und Linerkühlsystems, kombiniert mit dem Startversagen des Hilfskühlsystems; er wird im folgenden als ungehinderte Kernaufheizung bezeichnet.

Einzelheiten, auf die in diesem zusammenfassenden Hauptband verzichtet wurde, sind in den Kapiteln der entsprechenden Fachbände zu finden. Die in den Fehlerbaumanalysen benutzten Zuverlässigkeitskenngrößen sind in Tab. 2-2 aufgelistet. Sie entsprechen bei ähnlichen Komponenten denen der Deutschen Risiko-studie. Bei den genannten Zahlenwerten handelt es sich durchweg um Erwartungs-werte, Unsicherheiten werden durch einen in Klammern gesetzten Faktor charakterisiert.

## 4.1 EREIGNISABLAUFANALYSE FÜR 'AUSFALL HAUPTKÜHLSYSTEM'

Unter 'Ausfall Hauptkühlsystem' werden alle Ereignisse zusammengefaßt, die die betriebliche Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf beeinträchtigen und - je nach Störung - sofort oder verzögert über die Reaktorschutzsignale 'Kühlgasdurchsatz' oder 'Speisewasserdurchsatz niedrig' das Hilfskühlsystem zur Abfuhr der Nachwärme anfordern. Diese Störungen lassen eine langfristige Nachwärmeabfuhr mit dem Hauptkühlsystem nicht ohne weiteres zu. Ausfallursache kann eine Vielzahl möglicher Fehler im Primärkreislauf oder Wasser-Dampf-Kreislauf sein. Andere Ursachen, die letztlich auch den Ausfall des Hauptkühlsystems bewirken können, werden ihrer Bedeutung entsprechend separat behandelt, wie z.B. der 'Notstromfall' in Kapitel 4.2 und 'Dampferzeuger-Lecks' in Kapitel 5.

### 4.1.1 EINLEITENDES EREIGNIS

Das Hauptkühlsystem fällt aus, wenn das Helium nicht mehr umgewälzt wird oder alle Dampferzeuger nicht mehr bespeist werden oder die Wärme aus dem Kondensator nicht abgeführt werden kann. Die Auswertung des in Bild 4-2 enthaltenen Fehlerbaumes für das einleitende Ereignis 'Ausfall Hauptkühlsystem' ergab einen Erwartungswert von 0.5 pro Reaktor-Jahr (Unsicherheitsfaktor 5). Die Hauptbeiträge liefern die folgenden Systemausfälle bzw. Teilereignisse

- |  |               |
|--|---------------|
| - Reaktorschnellabschaltung und Ausbleiben der manuellen Hilfsdampfzuschaltung zur Nachwärmeabfuhr mit dem Hauptkühlsystem | 0.16 pro Jahr |
| - Verlust des Kondensatorvakuum  | 0.15          |
| - Ausfall der Kondensatpumpen  | 0.08          |
| - Turbinenschnellschluß und Blockieren der Hochdruck-Reduzierstationen   | 0.02          |
| - Turbinenschnellschluß, Nichtabfangen auf Eigenbedarf und Ausbleiben Hilfsdampfzuschaltung                                | 0.05          |

Für die quantitative Auswertung des weiteren Ereignisablaufes ist von Bedeutung, ob der Fehler im Hauptkühlsystem zu dessen spontanem Ausfall führt oder vorübergehend eine weitere Kühlung des abgeschalteten Reaktorkerns mit diesem System zuläßt. Letztere als Vorkühlung bezeichnete Phase kann bei den Störungen mit Ausbleiben der Hilfsdampfzuschaltung und beim Verlust des Kondensatorvakuum über 17 Minuten aufrechterhalten bleiben. Bei allen anderen Störungen, die einen Anteil von 40% an der Gesamthäufigkeit haben, ist die Vorkühlung vernachlässigbar.

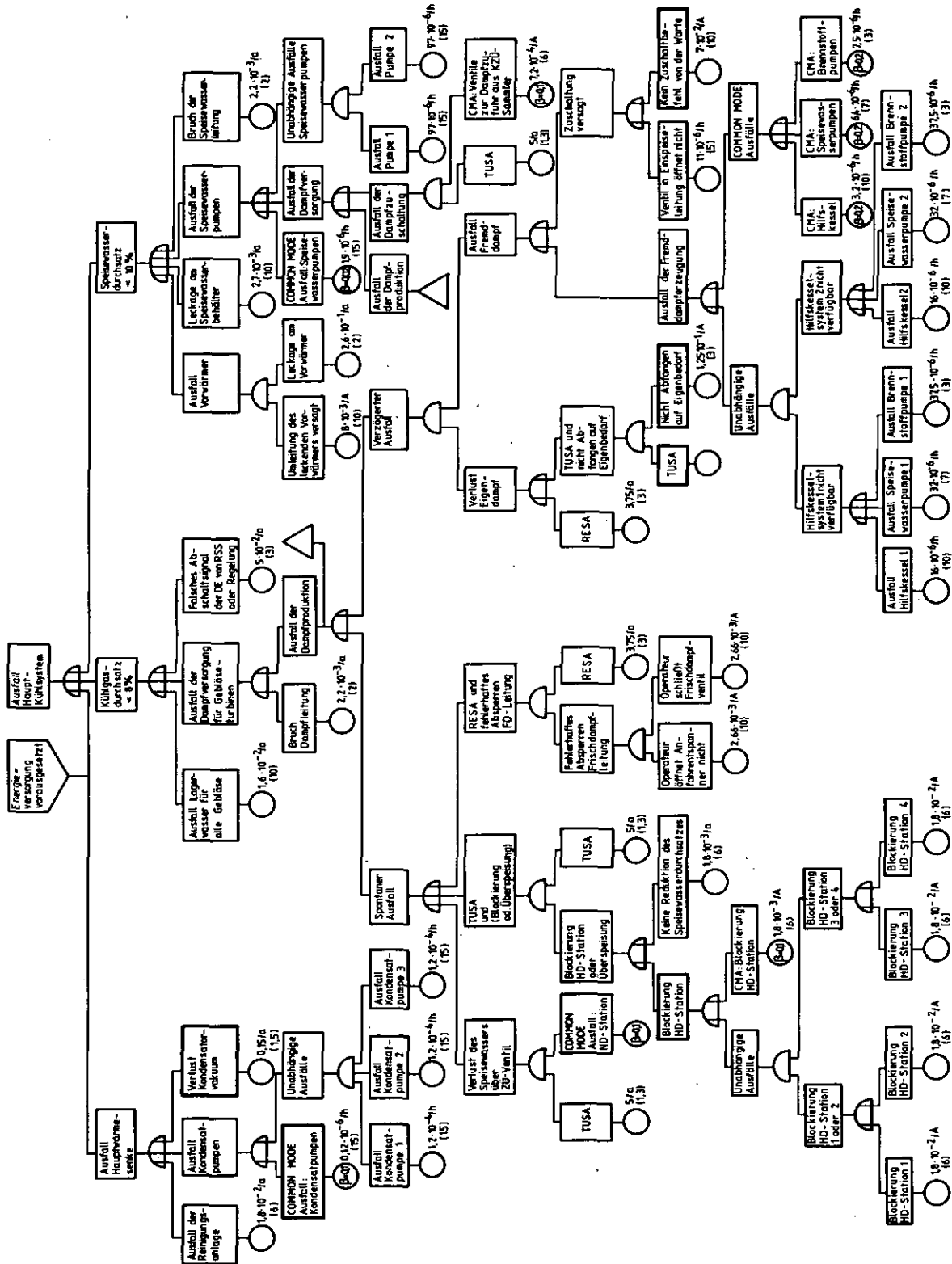


Bild 4-2: Fehlerbaum auslösendes Ereignis 'Ausfall Hauptkühlsystem'

#### 4.1.2 REAKTORABSCHALTUNG

Zur Reaktorabschaltung stehen zwei diversitäre Systeme zur Verfügung. Zur Schnellabschaltung und zur Gewährleistung langfristiger Unterkritikalität dient das erste Abschaltssystem, das vom Reaktorschutzsystem angeregt wird, aber auch von Hand ausgelöst werden kann. Das zweite Abschaltssystem kann den Reaktor auch abschalten und über mindestens 6 Wochen bei Beladetemperatur ( $\sim 100^\circ\text{C}$ ) unterkritisch halten. Bei Schnellabschaltung wird die Haltespannung an den Abtriebsmotoren unterbrochen, so daß die Stäbe durch ihr Eigengewicht in den Reaktorkern fallen.

Für einige Teile des ersten Abschaltsystems liegen ausreichende konstruktive Details nicht vor, so daß eine Fehlerbaumanalyse nicht sinnvoll erscheint. Die vorliegenden Informationen ermöglichen jedoch eine Nutzung bekannter Untersuchungen /4-1/. Für die Nichtverfügbarkeit des Schnellabschaltsystems (Hauptbeitrag: Common-Mode-Ausfall aller Stäbe) wurde ein Erwartungswert von  $3 \cdot 10^{-5}$  (10) pro Anforderung abgeschätzt. Fällt das Hauptkühlsystem aus und unterstellt man ein Versagen des ersten Abschaltsystems, so schaltet sich der Reaktor über den negativen Temperaturkoeffizienten ( $-2 \cdot 10^{-5}\text{K}^{-1}$  bei  $750^\circ\text{C}$ ) auf einem um ca.  $100^\circ\text{C}$  höheren Temperaturniveau als bei Vollastbetrieb ab. Der Aufbau der Xenonüberschußkonzentration durch Reduzierung des Neutronenflusses verstärkt den Reaktivitätsverlust schon nach wenigen Minuten. Blicke der Reaktor auf dem genannten Temperaturniveau, so wäre infolge des typischen zeitabhängigen Verlaufes der Spaltproduktichten - vor allem des Xenon-135 - über 25 bis 30 Stunden mit Unterkritikalität zu rechnen. Wird die Nachwärme nicht abgeführt, müssen aber wegen der steigenden Temperaturen Reaktivitätsverluste durch Änderung der Wirkungsquerschnitte sowie Reaktivitätsgewinne durch Freisetzung von neutronenabsorbierenden Spaltprodukten berücksichtigt werden. Detaillierte Untersuchungen /4-2, 3/ zeigen, daß bei Aufheiztransienten nach längerem Vollastbetrieb selbst 15 Stunden nach Störfallbeginn der Reaktor noch  $1-2\% \Delta k$  unterkritisch ist.

Im Falle einer maximalen Kühlung des Kerns mit allen Strängen des Hilfskühlsystems kann der abgekühlte Reaktor nach etwa einer Stunde trotz des inzwischen entstandenen und sich auch noch weiter stark aufbauenden Xenonüberschusses wieder kritisch werden /4-3/. Die dabei ansteigenden Temperaturen bewirken eine erneute Selbstabschaltung des Reaktors. Diese Vorgänge können sich unter Umständen mehrfach wiederholen. Der Xenonüberschuß ermöglicht allerdings nur eine Kritikalität des Reaktors bei Temperaturen, die unter denen des normalen Leistungsbetriebes liegen. Nach etwa 15 Stunden ist der Xenonüberschuß zerfallen bzw. abgebrannt. Erst von diesem Zeitpunkt an ist mit einem langsamen Lei-

stungs- und Temperaturanstieg zu rechnen, der auch den Ausfall des Hilfskühlsystems nach sich zieht. Eine Unterkritikalität über die genannten Zeitpunkte hinaus läßt sich durch Einsatz des zweiten Abschaltsystems sichern. Zu dessen Auslösung bleiben dem Operateur bei ungekühltem Reaktor etwa 6 Stunden Zeit, danach muß mit einer temperaturbedingten Beschädigung des Systems gerechnet werden. Bei gekühltem Reaktor ergibt sich die zur Verfügung stehende Zeit allein aus dem Reaktivitätsverlauf. Aufgrund des einfachen mechanischen Aufbaus wird die Versagenswahrscheinlichkeit des zweiten Abschaltsystems hauptsächlich durch das Operateurverhalten bestimmt. Sie wurde zu  $3 \cdot 10^{-3}$ /Anforderung bei einem Zeitbereich von 6 Stunden und  $1 \cdot 10^{-4}$ /Anforderung für eine Aktion innerhalb von 15 Stunden abgeschätzt. Somit ergibt sich rechnerisch die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Reaktorabschaltssysteme innerhalb der hier betrachteten Ereignisketten von  $8 \cdot 10^{-8}$ (26) bzw.  $3 \cdot 10^{-9}$ (26).

#### 4.1.3 NACHWÄRMEABFUHR

##### 4.1.3.1 Startversagen des Hilfskühlsystems

Nach Ausfall des Hauptkühlsystems muß die Nachzerfalls- und Speicherwärme aus dem Reaktorkern abgeführt werden. Dazu steht das viersträngig aufgebaute Hilfskühlsystem zur Verfügung mit einer Kapazität von 50% pro Strang.

Jeder Strang besteht aus Hilfsgebläse mit drehzahlgeregeltem Elektroantrieb, selbsttätig öffnender Primärgasrückschlagklappe und Hilfswärmetauscher zur Abgabe der Wärme an einen geschlossenen Kühlwasserkreislauf. Hinzu kommen Komponentenversorgungs- und -kühlssysteme, die sich aus vielen Komponenten aufbauen, die außerhalb des Reaktorschutzgebäudes liegen und deshalb auch unter den hier betrachteten Bedingungen für Reparaturen nach Ausfällen zugänglich sind. Die Komponenten des Hilfskühlsystems werden monatlich funktionsgeprüft. Eine Ausnahme bildet die Primärgasrückschlagklappe, die ohne Beeinträchtigung des Vollastbetriebes nicht geöffnet werden kann. Für sie wird ein halbjährliches Inspektionsintervall angesetzt. Innerhalb des Startprogrammes für das Hilfskühlsystem sind verschiedene Antriebe und Armaturen zu schalten.

Die Anzahl der zum Anforderungszeitpunkt tatsächlich benötigten Stränge hängt von der Dauer der Vorkühlung durch das Hauptkühlsystem ab. Von Bedeutung ist auch der verbleibende Bypass-Strom durch die sechs Dampferzeuger, da er die Wirksamkeit des Hilfskühlsystems für die Kernkühlung herabsetzt. Um den Bypass-Strom so gering wie möglich zu halten, sind in den sechs Strängen des Hauptkühlsystems Absperrventile an den Helium-Hauptgebläsen vorgesehen. In

Abhängigkeit von der Zahl nicht geschlossener Hauptabsperrventile ergeben sich für den Fall 'Reaktor unter Druck, keine nennenswerte Vorkühlung' folgende Wirksamkeitsbedingungen:

- . 4 Stränge bei 6 offenen Hauptabsperrventilen
- . 3     "     "     3     "     "
- . 2     "     "     0     "     "

Drei offene Hauptabsperrventile haben also die gleiche Wirkung wie ein nicht in Betrieb genommener Strang des Hilfskühlsystems.

Bei verzögertem Ausfall des Hauptkühlsystems reicht eine geringere Kapazität des Hilfskühlsystems zur Nachwärmeabfuhr aus bzw. die Mindestanzahl erforderlicher Stränge reduziert sich gegenüber dem spontanen Ausfall. Diese günstigeren Bedingungen werden aber nicht berücksichtigt, da wegen der dominierenden Rolle von Common-Mode-Ausfällen ihr Einfluß auf die Systemverfügbarkeit nur unwesentlich ist.

Die Auswertung des in Bild 4-3 dargestellten Fehlerbaumes ergab für die Nichtverfügbarkeit des Hilfskühlsystems einen Erwartungswert von  $2,5 \cdot 10^{-3}$  pro Anforderung (3). Dieses Ergebnis bestätigt auch eine unabhängige Analyse, die von Safety and Reliability Directorate, England durchgeführt worden ist /4-4/.

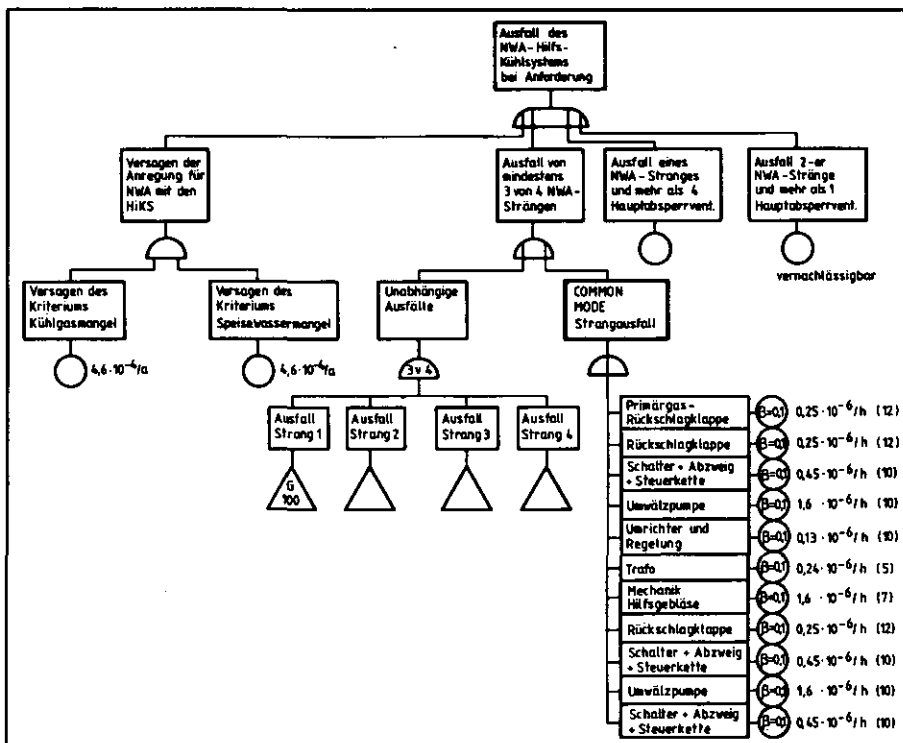


Bild 4-3a: Übersichtsfehlerbaum 'Ausfall Hilfskühlsystem'

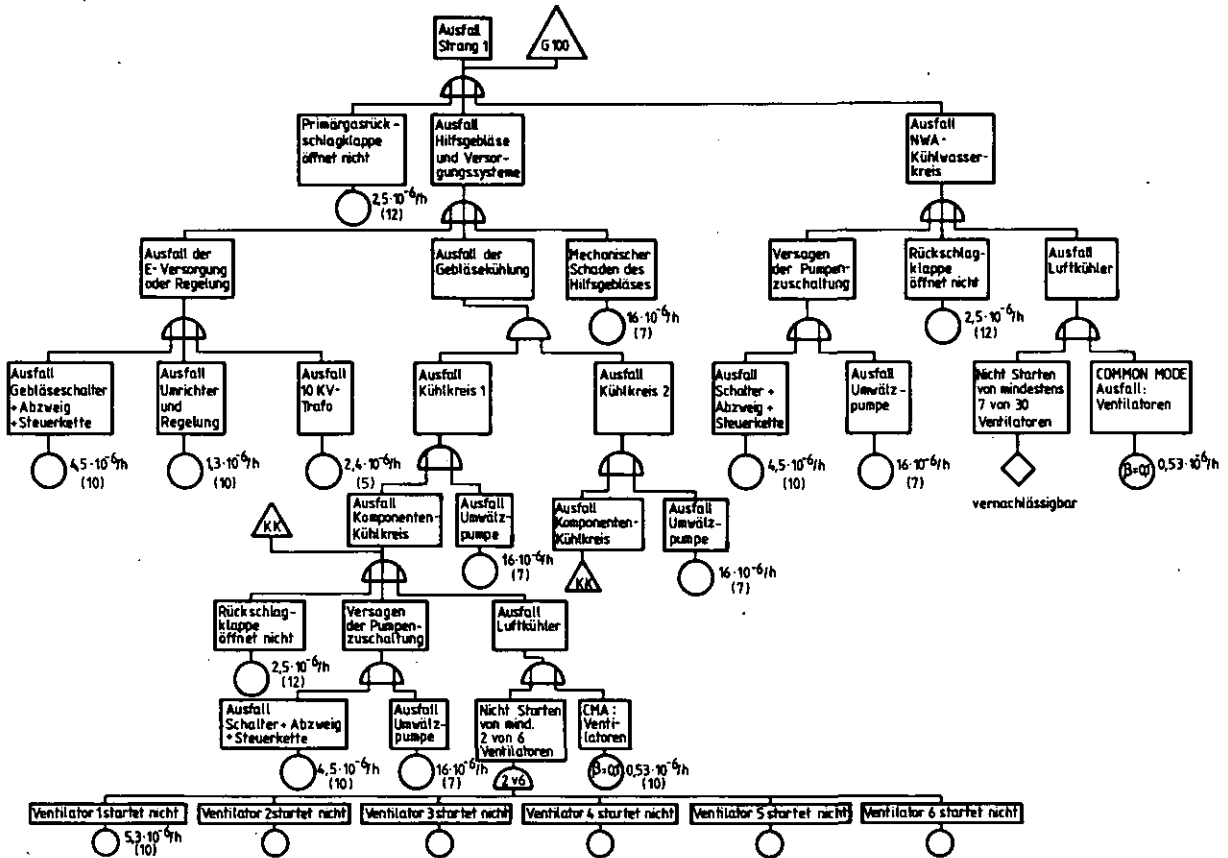


Bild 4-3b: Fehlerbaum 'Strangausfall Hilfskühlsystem'

Ergebnisbestimmend sind in erster Linie Common-Mode-Ausfälle aller Stränge des Hilfskühlsystems. Die größten Anteile dazu liefern das Versagen der Primärgasrückschlagklappen wegen des halbjährlichen Inspektionsintervalls (30%), Ausfälle der Hilfskühlgebläse (15%) sowie Pumpenausfälle (10%) in den Kühlwasserkreisläufen. Offengebliebene Hauptabsperrrventile oder Fehler im Bereich der Anregung haben keinen Einfluß auf das Gesamtergebnis. Ließe man Common-Mode-Ausfälle generell unberücksichtigt, so ergäbe sich für das Hilfskühlsystem eine Nichtverfügbarkeit von  $4 \cdot 10^{-5}$  pro Anforderung.

Der errechnete Wert hängt auch von der angenommenen Inspektionsstrategie ab. In den Analysen wurde davon ausgegangen, daß wöchentlich ein Strang funktionsgeprüft wird und daß, wenn zwei Stränge nacheinander auf Testanforderung versagen, auf Common-Mode-Ausfälle geschlossen wird und die restlichen Stränge dann sofort getestet werden. Dadurch reduziert sich die Entdeckungszeit für solche Fehler gegenüber einem simultanen monatlichen Testen um den Faktor 2.

#### 4.1.3.2 Langzeitkühlung

Nach erfolgreichem Start des Hilfskühlsystems verringern sich im weiteren Verlauf des Störfalles wegen der absinkenden Nachzerfallsleistung die Anforderungen an dieses System. Nach etwa einer 1/4 Stunde unterschreitet die Nachzerfallswärme die Wärmeabfuhrkapazität eines Stranges bei Reaktor unter Druck. Um auch ein lokales Überschreiten von sicherheitstechnischen Temperaturgrenzwerten ausschließen zu können, wurde konservativ festgelegt, daß für die erste Stunde nach Kühlungsbeginn zwei Stränge benötigt werden und daß danach ein Strang ausreicht. Wird die Kühlung über 1000 h aufrechterhalten, so verursacht auch ein längerer Ausfall der Kühlsysteme keine ernsthaften Schäden mehr am Reaktorkern.

Die Beurteilung des Versagens der Kühlung im Langzeitbereich darf sich nicht nur auf die Abschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeit von Strängen des Hilfskühlsystems beschränken, sondern muß auch die Reparaturwahrscheinlichkeit des Hauptkühlsystems einschließen. Darüber hinaus wird mit zunehmender Kühldauer die maximal zulässige Ausfallzeit für die Kühlsysteme länger.

Insgesamt ergaben die Analysen, daß die Nichtverfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme in der Langzeitphase vernachlässigbar ist gegenüber dem Startversagen, was im folgenden Kapitel näher begründet wird.

#### 4.1.3.3 Wiederherstellung der Kühlung

Der langsame Temperaturanstieg im Reaktorkern während einer Aufheizung erlaubt längere Ausfallzeiten für die Kühlsysteme, bevor Schäden an Primärkreiskomponenten zu erwarten sind. Somit ist prinzipiell die Reparatur und Wiederinbetriebnahme ausgefallener Stränge des Haupt- oder Hilfskühlsystems möglich und in der Analyse zu berücksichtigen.

Die systemtechnische Auslegung der Anlage läßt allerdings eine Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems ohne Eingriff ins Reaktorschutzsystem nur zu, wenn die Gastemperatur am Dampferzeuger-Eintritt unterhalb 426 °C liegt. Für den wichtigsten Fall eines Startversagens des Hilfskühlsystems nach spontanem Ausfall des Hauptkühlsystems wird dieser Wert nicht unterschritten. Bei verzögertem Ausfall erreichen die Temperaturen nach etwas mehr als einer Stunde wieder den Grenzwert, so daß nur wenig Zeit für Reparaturen am Hauptkühlsystem bleibt und dessen Wiederinbetriebnahme auch unter diesen Bedingungen vernachlässigt werden kann.

Auch eine mögliche Wiederherstellung des Hilfskühlsystems nach einem Start-



ausfall hat keinen nennenswerten Einfluß auf die Systemverfügbarkeit. Die hierbei sich ergebende zulässige Ausfallzeit beträgt - abhängig von der Vorkühlung durch das Hauptkühlsystem - 3 bis 7 Stunden, während die mittleren Reparaturzeiten für die meisten Strangkomponenten im Bereich von 30 bis 100 Stunden liegen. Hinzu kommt, daß die im Primärkreis befindlichen Komponenten als nicht reparierbar gelten müssen.

Somit kann generell gesagt werden, daß für die wichtigsten Ereignisketten mit Startversagen des Hilfskühlsystems die Reparatur dieses Systems und auch des Hauptkühlsystems keinen merklichen Zuverlässigkeitsgewinn mit sich bringt und im Ereignisablaufdiagramm nicht berücksichtigt zu werden braucht. Betrachtet man dagegen Ereignisketten, bei denen die Zwangskühlung erst nach längerem Betrieb der Hilfskühlsysteme ausfällt (nach mehr als 10 Stunden), so liegen die zulässigen Ausfallzeiten im Bereich von 20 bis 100 Stunden. Der in solchen Fällen erzielbare Zuverlässigkeitsgewinn durch die Reparaturmöglichkeiten ist nicht mehr vernachlässigbar und führt u.a. dazu, daß diese Ereignisketten keinen nennenswerten Risikobeitrag bedingen.

Die Aussagen dieser Studie zur Reparierbarkeit des Hilfskühlsystems erscheinen vor dem Hintergrund anderer Analysen als zu ungünstig; so ergab /4-4/ einen 30%igen Anteil von kurzfristig behebbaren Fehlern an der Nichtverfügbarkeit des Gesamtsystems.

#### 4.1.4 LINERKÜHLUNG

Das Liner Kühlsystem hat zusammen mit der thermischen Isolierung die Aufgabe, den Beton des Reaktordruckbehälters vor unzulässig hohen Temperaturen und Temperaturgradienten zu schützen. Bei ordnungsgemäßer Nachwärmeabfuhr spielen Ausfälle dieses Systems für Risikoüberlegungen keine Rolle. Versagt allerdings das Liner Kühlsystem bei Ausfall der Kernkühlung, so heizt sich der Beton im oberen Bereich des Behälters auf und zersetzt sich thermisch. Dabei freigesetzter Wasserdampf und entstehendes Kohlendioxid können in den Primärkreislauf gelangen und mit dem Graphit des Reaktorkerns unter Bildung von Wasserstoff und Kohlenmonoxid reagieren. Durch Ansammeln der aus dem inzwischen offenen Primärkreislauf ausströmenden Gase im Reaktorschutzgebäude wird dessen Gebäudeintegrität gefährdet. Die Folgen eines Ausfalles des Liner Kühlsystems beeinflussen auch die Spaltproduktrückhaltung im Primärkreislauf (s. Kap. 4.3.5.1).

Für den Ausfall des Liner Kühlsystems dominieren zwei Ursachen:

- Dampfleckage einzelner Rohre wegen zu starker Beheizung nach Versagen der Isolierung
- Ausfall der Energieversorgung (nur bei 'Notstromfall' relevant, Kapitel 4.2.3).

Demgegenüber ist das Betriebsversagen des Systems aufgrund von Komponentenausfällen vernachlässigbar.

Die Wärmebelastung des Linerkühlsystems und die Wahrscheinlichkeit für die Dampfleckage einzelner Rohre wurden in AIPA Phase II /4-5/ einer detaillierten Analyse unterzogen, die im Rahmen dieser Studie bestätigt werden konnte. Demnach hängt der Funktionsverlust des Linerkühlsystems von der Versagensart der oberen thermischen Isolierung des Reaktordruckbehälters ab. Wenn ein mehr als 8m langes Rohrstück eines Kühlkreises freiliegt, so bilden sich in diesem Rohrstück Dampfpolster, wodurch der Kühlmitteldurchfluß stark zurückgeht und das Rohr nicht mehr ausreichend gekühlt wird. Da über Verteilung und Fortpflanzung solcher Versagensbereiche keine gesicherten Aussagen möglich sind, wird das Versagen eines Stranges des Linerkühlsystems mit dem Totalausfall gleichgesetzt. Werden im Verlaufe der Kernaufheizung durch Versagen der Isolierung mehr als  $7 \text{ m}^2$  des Liners freigelegt, so überschreitet die Wärmeabfuhrate über das aus zwei unabhängigen, parallelen Kühlkreisen aufgebaute Linerkühlsystem den Wärmeabtransport aus dem Kern. Die Temperaturen stabilisieren sich und das Linerkühlsystem bleibt funktionsfähig.

Der Medianwert für die Versagenswahrscheinlichkeit des Linerkühlsystems während einer Kernaufheizung wurde mit  $10^{-1}$  (9) aus AIPA übernommen. Die Untersuchungen lassen den Ausfall aufgrund zu hoher Temperaturen nach etwa 95 Stunden erwarten, und zwar bei unverzögertem Ausfall des Hauptkühlsystems. Bei Vor- und Nachkühlung mit dem Hauptkühlsystem verschiebt sich der Versagenszeitpunkt um weitere 10 Stunden. Im Gegensatz zum spontanen Ausfall des Linerkühlsystems bei vollständigem Verlust der Energieversorgung über mehr als 30 Stunden führt also die zu hohe thermische Belastung zu einem verzögerten Ausfall dieses für die Integrität des Reaktorschutzgebäudes wichtigen Systems.

#### 4.1.5 DICHTIGKEIT DES REAKTORSCHUTZGEBÄUDES

##### 4.1.5.1 Druckentlastung des Primärkreislaufes, Sicherheitseinschluß

Bei den Ereignisketten mit Kernaufheizung steigen die Temperaturen und der Druck im Primärkreislauf an, so daß nach einigen Stunden der Ansprechdruck der Sicherheitsventile am Reaktordruckbehälter erreicht wird. Diese öffnen und versagen aufgrund der hohen Temperaturen in Offen-Stellung; der Primär-

kreislauf wird druckentlastet und bleibt im weiteren Verlauf des Unfalles offen. Untersucht wurde auch der Fall, daß die Sicherheitsventile bei Erreichen des Ansprechdruckes nicht öffnen. Die Wahrscheinlichkeit dafür liegt unter  $4 \cdot 10^{-4}$  pro Anforderung, wenn ein 10%iger Common-Mode-Ausfallanteil angesetzt wird /4-6/. Die Folge wäre ein frühes Versagen der Isolierung und des Linerkühlsystems; die Druckentlastung ins Reaktorschutzgebäude erfolgt verzögert über Risse in der Decke oder über die Linerkühllöhre. Diese mögliche Ereigniskombination wird abgedeckt durch Ereignisketten des unbeherrschten 'Notstromfalls' mit vollständigem Ausfall der Energieversorgung und des Linerkühlsystems von Beginn an, die auch um mehr als eine Größenordnung wahrscheinlicher sind.

Zum Einschluß der aus dem Reaktordruckbehälter freigesetzten Aktivität ist das Reaktorschutzgebäude vorgesehen. Ein Funktionsverlust kann zwei Gründe haben:

- Die Durchdringungsöffnungen werden nicht geschlossen.
- Der Druck innerhalb des abgeschlossenen Gebäudes überschreitet zu einem späteren Zeitpunkt im Ereignisablauf den Versagensdruck des Gebäudes.

Die Zuverlässigkeit des Gebäudeabschlusses bestimmen die Abschlüsse der lufttechnischen Anlagen. Zu berücksichtigen sind auch fälschlich offene Abschlüsse des Notabluftsystems. Dieses System ist zur Spülung des Reaktorschutzgebäudes etwa 30 Tage nach einem Druckentlastungs-Störfall (GAU) vorgesehen. Seine Abschlüsse werden nicht mit dem Gebäudeabschluß automatisch angesteuert und sind auch nicht verriegelt. Eine fälschliche Betätigung wird durch besondere Maßnahmen, etwa durch einen Schlüsselschalter, ausgeschlossen. Im Prinzip wäre es möglich, das Notabluftsystem zu einer frühzeitigen gezielten Druckentlastung des Reaktorschutzgebäudes bei einem Kernaufheizunfall heranzuziehen, was sich aus Sicht der Studie risikomindernd auswirken würde. So könnte bei Freisetzung der geringen Kühlgasaktivität ein spätes Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes, verbunden mit einer größeren Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung, vermieden werden. Diese Maßnahme wird zwar in der Studie untersucht, aber aus den folgenden Gründen in dieser Zusammenfassung deterministisch ausgeschlossen:

- Das System ist für diesen Zweck und die hohen Drücke nicht ausgelegt.
- Die Aktion ist nicht geplant und müßte 6 bis 7 Stunden nach Störfallbeginn durchgeführt werden. Fragen der Verantwortbarkeit und Verantwortlichkeit sind gänzlich ungeklärt.
- Die Situation ist nicht eindeutig; der Spaltprodukteinschluß ist zu dem Zeitpunkt nicht unmittelbar gefährdet.

Für das schon erwähnte strukturelle Versagen des Reaktorschutzgebäudes sind zwei Ursachen und Zeitbereiche repräsentativ:

- Frühzeitiges Überdruckversagen infolge globaler Verbrennungsvorgänge nach etwa 7 Tagen.
- Spätes Überdruckversagen infolge Ansammlung nichtkondensierbarer Gase nach mehr als 21 Tagen.

Diesen Ereignissen vorausgegangen ist die Überhitzung des Reaktordruckbehälter-Betons. Bei Ausbleiben des Gebäudeabschlusses oder undichten Abschlüssen ist ein strukturelles Versagen auszuschließen.

Es ist sinnvoll, das Ereignis 'Dichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes' aufzulösen in:

- Gebäudeabschluß,
- Frühes oder spätes Überdruckversagen,
- Maßnahmen zur Vermeidung eines Überdruckversagens.

#### 4.1.5.2 Gebäudeabschluß

Der Abschluß des Reaktorschutzgebäudes erfolgt durch Schließen der redundanten Schnellschlußklappen in den Durchführungen der Lüftungsanlagen. Sie werden unabhängig und verschiedenartig (Druckluft, elektr. Stellantriebe) betätigt, angeregt durch die diversitären Kriterien 'Druck > Umgebungsdruck' oder 'Aktivität hoch'. Darüber hinaus ist noch eine manuelle Auslösung möglich.

Das Abschlußsystem gilt als ausgefallen, wenn mindestens eine der lufttechnischen Durchführungen bei Anforderung nicht abgeschlossen werden kann. Mögliche Ursachen sind:

- Versagen beider Schnellschlußklappen,
- Versagen der Anregung durch das Reaktorschutzsystem oder durch Handbefehl,
- Fälschliche Offen-Stellung beider Schnellschlußklappen des Notabluftsystems als Folge fehlerhafter Wartungsarbeiten oder fehlerhafter Operateur-Aktionen zur gezielten Druckentlastung.

Eine Auswertung des Fehlerbaumes liefert für die Nichtverfügbarkeit des Abschlußsystems einen Erwartungswert von  $3 \cdot 10^{-4}$  pro Anforderung (6). Die Ergebnisse werden zu ca. 80% durch unabhängige Ausfälle im Bereich der Klappenantriebe und Klappensteuerungssysteme und zu 20% durch Common-Mode-Ausfälle der Klappen bestimmt. Fehler im Bereich des Notabluftsystems sind von untergeordneter Bedeutung.

Durch frühzeitige manuelle Auslösung des Gebäudeabschlusses besteht die Möglichkeit, Fehler zu erkennen und bis zur Druckentlastung des Primärkreislaufes nach etwa 5,5 bis 11 Stunden zu beheben. Der dadurch erzielbare Zuverlässigkeitsgewinn ist allerdings wegen der großen Reparaturzeiten (angesetzt wurden rund 100 Stunden) so gering, daß er nicht berücksichtigt zu werden braucht.

#### 4.1.5.3 Überdruckversagen

Während einer Kernaufheizung mit verzögertem Ausfall der Linerkühlung und abgeschlossenem Reaktorschutzgebäude kann sich innerhalb des Gebäudes ein Gemisch bilden, das im Zeitbereich von 135 bis 175 Stunden entflammbar ist, wenn homogene Durchmischung vorausgesetzt wird. Zur Zündung des Gemisches sind fremde Zündquellen erforderlich. Die Verbrennung erzeugt einen Überdruck, der das Gebäude zerstören kann.

Die Untersuchungen (s. Kap. 4.3.3) ergaben, daß für die Belastbarkeit des Reaktorschutzgebäudes nicht die Abschlüsse, sondern die Gebäudestruktur selbst ausschlaggebend ist. Als Erwartungswert für den Versagensdruck wurden 14,3 bar abgeschätzt mit einer Standardabweichung von 0,4 (Gauß-Verteilung). Der auftretende Spitzendruck ist abhängig von der Druckerhöhung als Folge der Verbrennung und vom Ausgangsdruckniveau innerhalb des Reaktorschutzgebäudes. Der Erwartungswert des Drucküberhöhungsfaktors wurde mit 3,5 abgeschätzt (Gauß-Verteilung) mit einer Standardabweichung von 0,3. Berücksichtigt man den Ausgangsdruck zum mittleren Zündzeitpunkt bei ca. 155 Stunden und überlagert diesen über Sekunden anstehenden Spitzendruck mit dem Versagensdruck des Reaktorschutzgebäudes, so ergibt sich daraus eine Versagenswahrscheinlichkeit von 50%.

Zu dem genannten Spitzendruck kann es aber nur kommen, wenn sich die aus dem Reaktordruckbehälter ausströmenden Gase nicht direkt am Austritt aus dem Sicherheitsventil selbst entzünden und abbrennen, sondern sich im Reaktorschutzgebäude sammeln und homogen durchmischen. Die Wahrscheinlichkeit dafür wurde zu 90% abgeschätzt, so daß insgesamt die Wahrscheinlichkeit für das frühzeitige Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes 45% beträgt. Die Unsicherheiten, mit denen die Modellansätze behaftet sind, werden zu einem Streufaktor von 10 zusammengefaßt.

Kommt es nicht zu einem frühen Versagen des Reaktorschutzgebäudes, so führt die Ansammlung nichtkondensierbarer Gase zu einem späten Überdruckversagen nach etwa 21 Tagen.

#### 4.1.5.4 Maßnahmen zur Vermeidung eines Überdruckversagens

Zur Vermeidung eines Versagens des Reaktorschutzgebäudes nach einigen Tagen ergeben sich verschiedene Möglichkeiten.

Zunächst könnte durch Absenkung des Innendruckes der aus einer Gasverbrennung resultierende Spitzendruck so weit reduziert werden, so daß er unterhalb des Versagensdruckes des Gebäudes bliebe. Eine solche gezielte Druckentlastung zum Schutze des Reaktorschutzgebäudes wäre mit dem Notabluftsystem im Prinzip möglich, wird aus den genannten Gründen hier aber nicht berücksichtigt.

Als weitere Maßnahme ist die gezielte Beseitigung der für den Verbrennungsvorgang erforderlichen fremden Zündquellen anzusehen. Dazu müßten zumindest alle elektrisch betriebenen Komponenten und Systeme, die Zündfunken mit Energien im Joule-Bereich verursachen können, durch Unterbrechung der zugehörigen Energieversorgung abgeschaltet werden. Dazu gehört nicht die Meßwerterfassung des Reaktorschutzsystems. Die Wahrscheinlichkeit für das Ausbleiben einer solchen Entscheidung, für unzulängliche Vorgaben und den Verbleib nicht abschaltbarer energiereicher Zündquellen wird mit 40% als Erwartungswert (Unsicherheitsfaktor 4) angesetzt und in das Ereignis 'Überdruckversagen' eingerechnet (siehe Fachband I, Kapitel 'Operateuraktionen').

Zündfähige Gemische ließen sich auch durch katalytische Oxidation der brennbaren Gase vermeiden. Da aber bei der Auslegung der Anlage keine entsprechenden Vorkehrungen getroffen wurden, bleibt diese Möglichkeit im Rahmen der Studie konservativ unberücksichtigt.

#### 4.1.6 EREIGNISABLAUFDIAGRAMM

Die in den bisherigen Kapiteln beschriebenen Ereignisse sind in den Bildern 4-4 und 4-5 in ihrem Ablauf dargestellt, und zwar unterschieden nach spontanem und verzögertem Ausfall des Hauptkühlsystems. Die Ereignisketten unterscheiden sich lediglich in Eintrittswahrscheinlichkeiten und in einer zeitlichen Verschiebung des Ablaufs um etwa 10 Stunden. Die oberen Ereignisketten beschreiben den Auslegungsfall und sind für das Risiko ohne Bedeutung, da der Reaktorkern (auslegungsgemäß) gekühlt wird, die Anlage nicht beschädigt wird und keine nennenswerte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung stattfindet. Die Ereignisse wurden zur Erhöhung der Übersichtlichkeit so definiert und in ihrer Anzahl beschränkt, daß nur nach wichtigsten Systemfunktionen und Vorgängen innerhalb der Anlage unterschieden wird und wichtige Teilaspekte nur in den Fehlerbäumen ausgewiesen sind. Aufgrund inhärenter Selbstabschaltmechanismen ist bei einem HTR die schnelle Fremdabschaltung nicht unbedingt notwendig.

Ausfall Hauptkühl- system (verzögert)	Reaktor- abschaltung	Nachwärme- abfuhr	Liner- kühlung (105 h)	Dichtigkeit Reaktorschutz- gebäude Abschluß	Strukturelles* Versagen	Ereignis- kette	Häufigkeit pro Reaktor-Jahr Erwartungswert (Unsicherheitsfaktor)	Spaltproduktückhaltung, Freisetzungsmechanismus
H <sub>v</sub>	A	B	C	D	G/V			
<p>Funktion ja nein</p> <p>* durch Gasansammlung (G) durch Gasverbrennung (V)</p>						H <sub>v</sub>	0,3 (5)	vollständig (Auslegungsfall)
						H <sub>v</sub> B	$6,5 \cdot 10^{-4}$ (6)	} wie H <sub>s</sub> -Ketten, aber um ~10 h verzögert
						H <sub>v</sub> BD	$2 \cdot 10^{-7}$ (14)	
						H <sub>v</sub> BCG	$2 \cdot 10^{-4}$ (25)	
						H <sub>v</sub> BCV	$4 \cdot 10^{-5}$ (25)	
						H <sub>v</sub> BCD	$6 \cdot 10^{-8}$ (30)	abgedeckt durch H <sub>v</sub> B u.a.
						H <sub>v</sub> A	$2,5 \cdot 10^{-8}$ (38)	

Bild 4-4: Ereignisablaufdiagramm 'Verzögerter Ausfall Hauptkühlsystem'

so daß das erste und zweite Abschaltssystem gemeinsam unter der Bezeichnung 'Reaktorabschaltung' behandelt werden können. Der Betriebsausfall der Hilfskühlssysteme trägt nur geringfügig zu deren Versagenswahrscheinlichkeit bei. Deshalb werden das Betriebsversagen der Hilfskühlssysteme und das Startversagen unter dem Begriff 'Nachwärmeabfuhr' zusammengefaßt. Mögliche Reparaturmaßnahmen nach Startversagen des Hilfskühlsystems verbessern die Zuverlässigkeit nicht wesentlich und bleiben als Ereignis unberücksichtigt.

Ausfall Hauptkühl- system (spontan)	Reaktor- abschaltung	Nachwärme- abfuhr	Liner- kühlung (95 h)	Dichtigkeit Reaktorschutz- gebäude Abschluß	Strukturelles* Versagen	Ereignis- kette	Häufigkeit pro Reaktor-Jahr Erwartungswert (Unsicherheitsfaktor)	Spaltproduktückhaltung, Freisetzungsmechanismus
H <sub>s</sub>	A	B	C	D	G/V			
<p>Funktion ja nein</p> <p>* durch Gasansammlung (G) durch Gasverbrennung (V)</p>						H <sub>s</sub>	0,2 (5)	vollständig (Auslegungsfall)
						H <sub>s</sub> B	$4 \cdot 10^{-4}$ (6)	gut, RSG-Leckage
						H <sub>s</sub> BD	$1 \cdot 10^{-7}$ (14)	mäßig, RSG-Leck
						H <sub>s</sub> BCG	$1 \cdot 10^{-4}$ (25)	mäßig-gut, RSG-Versagen - 21 Tage
						H <sub>s</sub> BCV	$2 \cdot 10^{-5}$ (25)	mäßig-schlecht, RSG-Versagen - 7 Tage
						H <sub>s</sub> BCD	$4 \cdot 10^{-8}$ (30)	schlecht, RSG-Leck
						H <sub>s</sub> A	$3,5 \cdot 10^{-8}$ (38)	abgedeckt durch H <sub>s</sub> B u.a.

Bild 4-5: Ereignisablaufdiagramm 'Spontaner Ausfall Hauptkühlsystem'

Neben dem Hilfskühlsystem, dessen Versagen zur Kernaufheizung führt, spielt das Linerkühlsystem für den sich dann anschließenden Unfallablauf eine dominierende Rolle. Sein Funktionieren entscheidet wesentlich über das Verhalten des Reaktordruckbehälters und Reaktorschutzgebäudes und somit über die Spaltprodukt-rückhaltung insgesamt. Die hier relevante Versagensursache, nämlich die thermische Überlastung, führt zu einem Ausfall nach >95 Stunden. Etwa 60 Stunden später ist frühestens mit einem Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes infolge von Verbrennungsvorgängen zu rechnen. Das Ausbleiben des Gebäudeabschlusses ist als Versagensursache des Reaktorschutzgebäudes gegenüber dem Überdruckversagen um mehr als zwei Größenordnungen unwahrscheinlicher.

Bei Abschätzung der Wahrscheinlichkeit für das Auftreten einer Verbrennung im Reaktorschutzgebäude wurde u.a. angenommen, daß es mit 90%iger Wahrscheinlichkeit zu einer homogenen Durchmischung der Gase kommt und daß mit 40%iger Wahrscheinlichkeit die erforderliche Fremdzündung auftritt, weil Systeme, von denen ein Zündfunke ausgehen kann, nicht spannungslos gemacht werden konnten. Die kumulierte Häufigkeit von Kernaufheizunfällen, eingeleitet durch 'Ausfall Hauptkühlsystem', errechnet sich zu  $10^{-3}$  pro Reaktor-Jahr. In 70% der Fälle wird die aus dem Primärkreislauf austretende Aktivität im Reaktorschutzgebäude eingeschlossen. Zu gravierenden Freisetzen in die Umgebung kommt es aber nur bei Ereignisketten mit frühem Funktionsverlust des Reaktorschutzgebäudes; solche Fälle machen nur 4% der Gesamthäufigkeit aus.

Ereignisketten mit Ausfall der Abschaltssysteme, die im Verlaufe der Ereigniskette angefordert werden, liefern keinen wesentlichen Beitrag zum Gesamtrisiko der Anlage und brauchen nicht im Detail analysiert zu werden.

Das gilt auch für die unter diesem Gesichtspunkt dominierenden Ereignisketten, die durch Anforderung einer Reaktorschnellabschaltung (ca. 5 pro Reaktor-Jahr) mit mechanischem Versagen des ersten Abschaltsystems ( $3 \cdot 10^{-5}$ /Anforderung) ausgelöst werden und automatisch zum spontanen Ausfall des Hauptkühlsystems führen.

Fällt das erste Abschaltssystem bei Anforderung aus und wird das zweite nicht innerhalb sehr kurzer Zeit manuell ausgelöst, so wird der Reaktor durch eine Temperaturerhöhung um etwa 100 °C aufgrund des negativen Temperaturkoeffizienten unterkritisch. Bei Kühlung des Reaktorkerns mit allen vier Strängen des Hilfskühlsystems muß das zweite Abschaltssystem erst nach 15 Stunden ausgelöst werden, um eine Kritikalität des Reaktors bei Betriebstemperaturen zu verhindern. Geschieht dies nicht, muß der langsame Reaktivitätsanstieg durch Xenonzerfall durch einen Temperaturanstieg kompensiert werden. Als Folge fällt dann das Hilfskühlsystem aufgrund zu hoher Temperaturen aus und die Ereignis-



ketten gehen in eine Kernaufheizung über. Ihre Häufigkeit liegt bei etwa  $2 \cdot 10^{-8}$  pro Reaktor-Jahr; sie unterscheidet sich in den Spaltproduktfreisetzungen nur unwesentlich von den entsprechenden Ereignisketten mit abgeschaltetem Reaktor und wird durch sie abgedeckt. Das gleiche gilt für den Fall, daß das Hilfskühlsystem bei Anforderung ausfällt und auch das zweite Abschaltssystem nicht ausgelöst wird.

## 4.2 EREIGNISABLAUFANALYSE FÜR 'NOTSTROMFALL'

Alle elektrischen Verbraucher der Anlage werden während des bestimmungsgemäßen Betriebes von der Eigenbedarfsanlage mit Energie versorgt. Ereignisse, die den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung zur Folge haben, faßt man zum 'Notstromfall' zusammen. Zur Beherrschung dieses Falles sind vier Diesel-Generatoren (Notstromdiesel) vorgesehen. Sie versorgen allerdings nicht alle elektrischen Verbraucher der Anlage, sondern nur solche mit hoher sicherheitstechnischer Bedeutung, die dementsprechend an die Notstromschienen angeschlossen sind. Dazu gehören u.a. das Reaktorschutzsystem und die Komponenten des Hilfskühlsystems, aber nicht die des Hauptkühlsystems, das nach Eintreten des Notstromfalls spontan ausfällt. Zur unterbrechungslosen Energieversorgung sind für die Anlaufzeit der Diesel Batterien vorgesehen, die sowohl für den Betrieb des Reaktorschutzsystems als auch zum Start und zur Zuschaltung der Diesel benötigt werden.

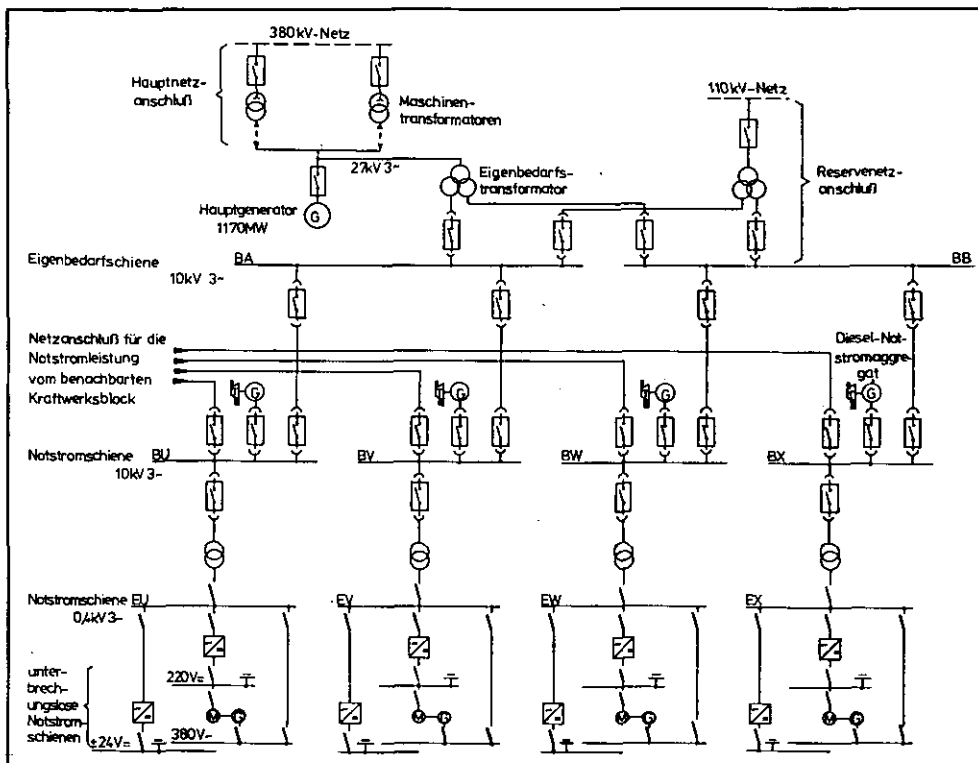
Die Notstromschienen werden solange von den Diesel-Generatoren gespeist, bis die externe Stromversorgung wiederhergestellt ist. Die Kühlung des Reaktorkerns übernimmt nach Abschaltung des Reaktors das Hilfskühlsystem. Das Hauptkühlsystem kann nach Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung erst wieder in Betrieb genommen werden, nachdem die Heißgastemperatur am Dampferzeugereintritt unter 426 °C gesunken ist.

Bis auf den Einfluß der Energieversorgung, die bei der Analyse der Systemnichtverfügbarkeit zu berücksichtigen ist, unterscheiden sich die Verhältnisse beim Notstromfall nicht wesentlich von denen bei Ausfall des Hauptkühlsystems aufgrund anderer Ursachen. Dementsprechend sind Arbeiten, über die im Kapitel 4.1 berichtet wurde, auch hier zu nutzen. Weitere Einzelheiten zur Analyse des 'Notstromfalls' befinden sich im entsprechenden Kapitel des Fachbandes III.

### 4.2.1 EINLEITENDES EREIGNIS

Für den HTR-1160 sind zwei 10 kV-Eigenbedarfsschienen vorgesehen (Bild 4-6), über die alle elektrischen Verbraucher der Anlage versorgt werden. An jede Eigenbedarfsschiene sind über je eine Kabelverbindung mit je zwei Leistungsschaltern zwei 10 kV-Notstromschienen angeschlossen.

Bei Leistungsbetrieb des Kraftwerkes speist der Turbogenerator über den Generatorschalter und zwei Maschinentransformatoren in die 380 kV-Ebene des Verbundnetzes ein. Die für den Eigenbedarf des Kraftwerkes benötigte elektrische Energie wird über einen Abzweig in der Generatorableitung und über einen Ei-



**Bild 4-6: Elektrische Energieversorgung HTR-1160**

genbedarfstransformator' den beiden 10 kV-Eigenbedarfsschienen zugeführt.

Bei Turbinenschnellabschaltung wird der Generator nach einigen Sekunden durch Öffnen des Generatorschalters vom Netz getrennt. Das Verbundnetz übernimmt unterbrechungslos die Eigenbedarfsversorgung über den Hauptnetzanschluß. Falls eine Versorgung der Eigenbedarfsschiene über den Eigenbedarfstransformator nicht möglich ist, wird automatisch auf den Reservenetzanschluß (110 kV-Einspeisung) umgeschaltet. Ein Ausfall der Eigenbedarfsversorgung über beide Eigenbedarfsschienen ist deshalb nur durch das Zusammentreffen von mindestens zwei unabhängigen Ereignissen möglich.

Die Häufigkeit des Notstromfalls wurde nicht direkt aus Betriebserfahrungen, sondern mittels Fehlerbaumanalyse bestimmt, um den speziellen Aufbau der Eigenbedarfsanlage und der Netzanschlüsse des HTR-1160 berücksichtigen zu können. Bild 4-7 gibt einen Überblick und weist die berücksichtigten Teilausfälle aus. Insgesamt ergibt sich für die Häufigkeit des Notstromfalls ein Erwartungswert von  $4,4 \cdot 10^{-2}/a$  mit einem Unsicherheitsfaktor von 4 für das 90%-Vertrauensintervall. Als dominierende Beiträge erweisen sich der 'Netzausfall am Kraftwerksstandort und keine Versorgung aus dem Generator' und die 'Turbinen-

schnellabschaltung mit Ausfall der externen Stromversorgung', die zusammen ca. 80% der Gesamthäufigkeit des Notstromfalls ausmachen.

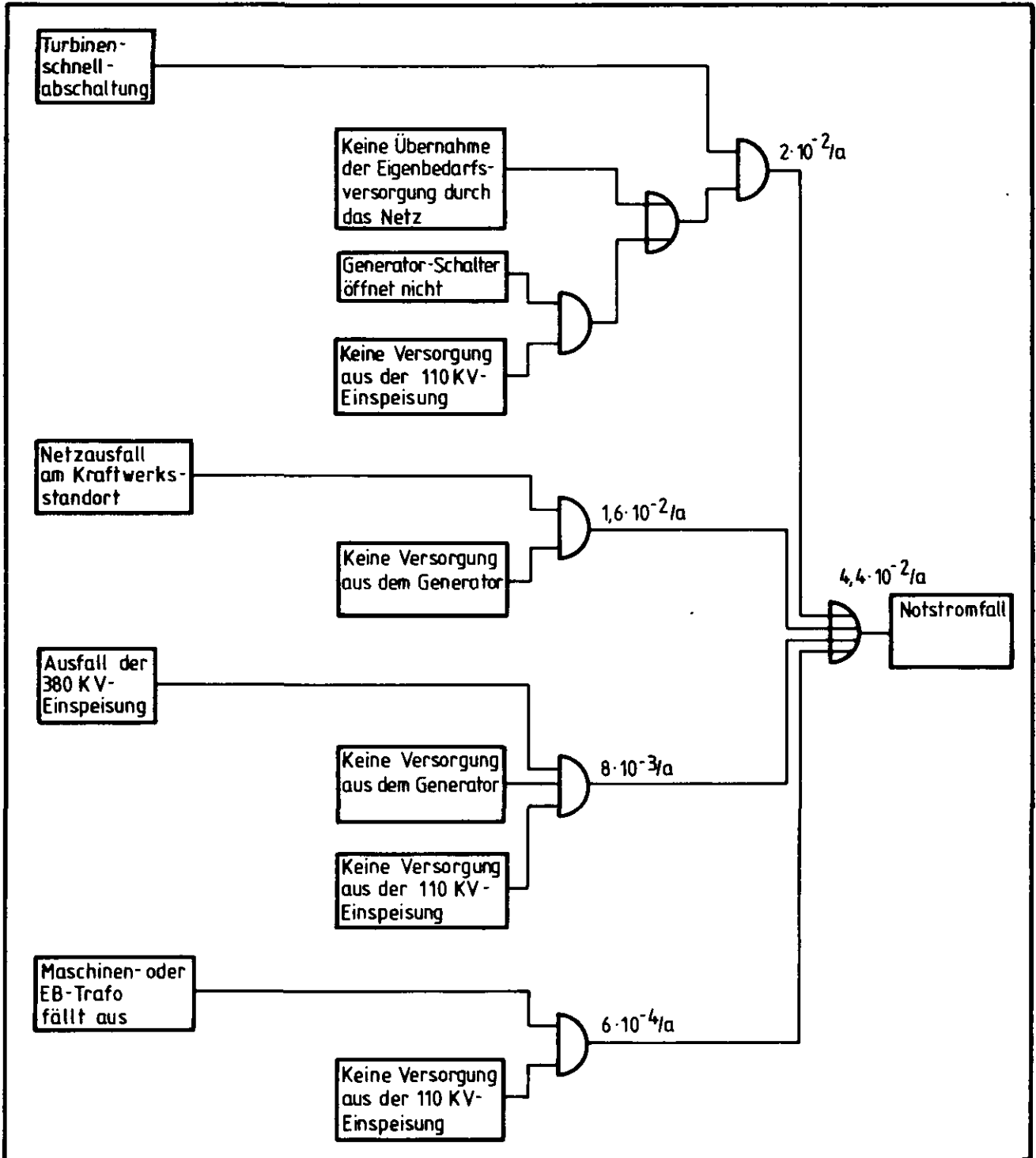


Bild 4-7: Vereinfachender Fehlerbaum für das auslösende Ereignis 'Notstromfall'

#### 4.2.2 REAKTORABSCHALTUNG

Bei Verlust der Eigenbedarfsversorgung wird automatisch das erste Abschalt-system ausgelöst. Durch Unterbrechung der Haltespannung fallen die Steuerstäbe durch ihr Eigengewicht in den Kern. Das zweite Abschaltssystem kann manuell ausgelöst werden. Das Ereignis ist ähnlich zu bewerten wie in Kapitel 4.1.2 für den spontanen Ausfall des Hauptkühlsystems. Als Nichtverfügbarkeit für beide Systeme wird ein Erwartungswert von  $8 \cdot 10^{-8}$  bzw.  $3 \cdot 10^{-9}$  pro Anforderung (26) angesetzt.

#### 4.2.3 NACHWÄRMEABFUHR

Zur Abfuhr der Nachwärme unter Notstromfall-Bedingungen und Abfahren der Anlage in den kalten Zustand steht das Hilfskühlsystem zur Verfügung. Die Wirksamkeitsbedingungen entsprechen denen bei spontanem 'Ausfall Hauptkühlsystem'.

Nach Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung und Bereitstellung des erforderlichen Hilfsdampfes aus der Hilfskesselanlage kann im Prinzip auch das Hauptkühlsystem wieder zur Nachwärmeabfuhr herangezogen werden. Das geht bei der zugrunde gelegten Auslegung des Reaktorschutzsystems nur, wenn die Heißgastemperatur am Dampferzeuger-Eintritt unter  $426^\circ\text{C}$  abgesunken ist, was bei Betrieb von zwei Strängen des Hilfskühlsystems erst nach 2 Stunden der Fall ist. Bei fünfstündigem Betrieb des Hilfskühlsystems ist der Reaktorkern soweit heruntergekühlt, daß die kritische Heißgastemperatur (Verriegelungskriterium) bei totalem Ausfall der Kühlung dann erst nach weiteren 10 h wieder erreicht würde; es bliebe genug Zeit, um auf das Hauptkühlsystem überzugehen. Bei Startversagen des Hilfskühlsystems, das auch hier den dominierenden Beitrag zur Nichtverfügbarkeit der Kühlsysteme liefert, wird die Heißgastemperatur von  $426^\circ\text{C}$  nicht unterschritten, d.h. daß unter diesen Bedingungen das Hauptkühlsystem nicht zugeschaltet werden kann, auch wenn es betriebsbereit wäre. Eine Wiedereinbetriebnahme des Hauptkühlsystems erfordert einen weitreichenden Eingriff ins Reaktorschutzsystem, der im Rahmen dieser Studie als nicht zulässig angesehen wird.

Die gesamte Nachwärmeabfuhrphase wird für den Zweck der Zuverlässigkeitsanalyse eingeteilt in eine Kurzzeitphase von 0-5 Stunden nach Störfalleintritt und in eine sich daran anschließende Langzeitphase. Die Kurzzeitphase umfaßt neben dem Startversagen auch frühe Betriebsausfälle, die vor allem bei den Dieseln erheblich zur Gesamtversagenswahrscheinlichkeit beitragen.

Die Zuverlässigkeitsanalyse für die Nachwärmeabfuhr-Systeme kann auf die Kurzzeitphase beschränkt werden. Die sich daran anschließende Langzeitphase trägt wegen größerer zulässiger Ausfallzeiten und einer möglichen Rückschaltung auf das Hauptkühlsystem zur gesamten Versagenswahrscheinlichkeit nicht merklich bei. Der in Bild 4-8 enthaltene Fehlerbaum zeigt die wichtigsten Ausfälle, die zum Versagen eines Stranges führen. Die aufgeführten Ausfälle beinhalten sowohl unabhängige Fehler als auch Common-Mode-Ausfälle, weiterhin komponentenspezifische Ansteuerung, die Energieversorgung und, soweit dies zutrifft, außer dem Anforderungsversagen auch das Betriebsversagen von Funktionselementen.

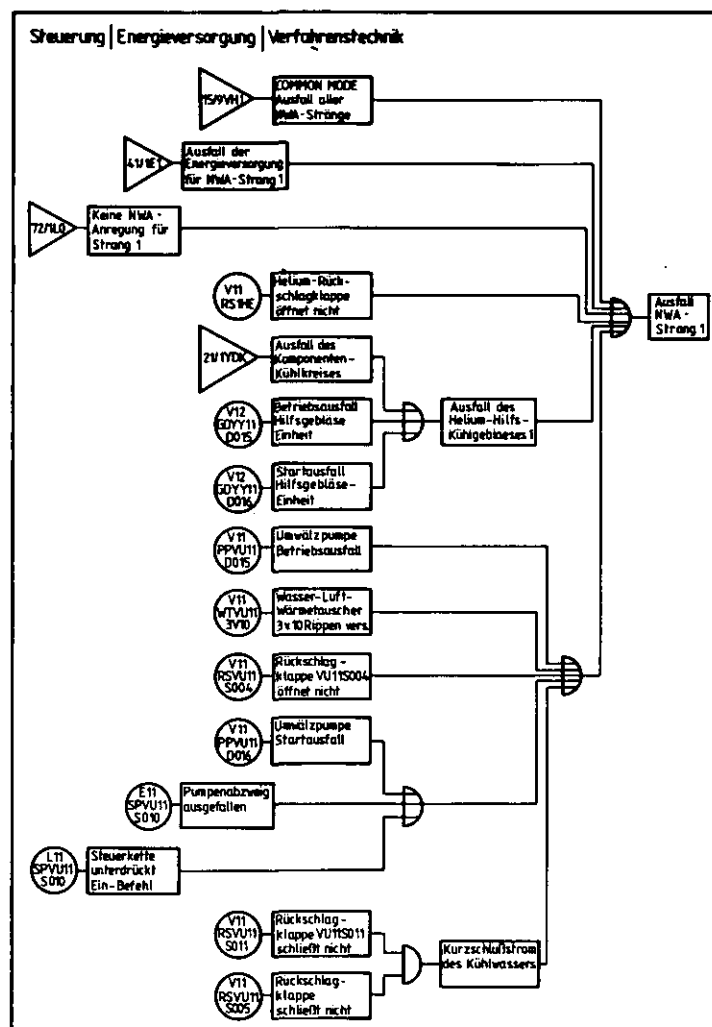


Bild 4-8: Übersichtsfehlerbaum 'Ausfall eines Stranges des Hilfskühlsystems beim Notstromfall'

Legt man die in Kapitel 4.1.3.1 erläuterten Teststrategien zugrunde, so ergibt sich für das Nachwärmeabfuhrsystem einschließlich Notstromversorgung eine Versagenswahrscheinlichkeit von  $3,5 \cdot 10^{-3}$  pro Anforderung als Erwartungswert (3). Erwartungsgemäß erweisen sich die Common-Mode-Ausfälle als dominant.

Folgende Beiträge sind maßgeblich:

- Versagen der Primärgasrückschlagklappen des Hilfskühlsystems.
- Ausfall der Hilfskühlgebläse einschließlich zugehöriger elektrischer Energieversorgung.
- Keine Stromversorgung der Notstromschienen.
- Ausfall der Kühlwasserkreise des Hilfskühlsystems oder der Komponentenkühlkreise.

Common-Mode-Ausfälle aller Diesel spielen keine so entscheidende Rolle, da angenommen wurde, daß innerhalb einer Stunde die externe Energieversorgung (Netzzrückkehr, Durchschaltung der 10 kV Leitung zum Nachbarblock) mit 90%iger Wahrscheinlichkeit wiederhergestellt werden kann. Dieser Wert schließt auch kleinere Reparaturen an ausgefallenen Notstromdieseln (vorrangig Fehler in der Ansteuerung) mit ein. Der Zeitbereich von nur einer Stunde wurde in der Studie konservativ angesetzt, basierend auf der Annahme, daß zur Betätigung der Leistungsschalter die Batteriespannung erforderlich ist und deren Kapazität auf eine Stunde begrenzt ist. Vernachlässigt wurde dabei, daß die vorgesehenen Leistungsschalter wahrscheinlich eine Schaltung von Hand zulassen und daß die Handmaßnahmen mit großer Wahrscheinlichkeit durchgeführt würden. Weiterhin bleibt eine Freischaltung der Batterien zur Sicherung einer ausreichenden Restkapazität oder die Bereitstellung von Hilfsenergiequellen unberücksichtigt. Ließe man diese Annahmen fallen, so betrüge die zulässige Zeit für die Wiederherstellung der Energieversorgung drei Stunden. Den größten Beitrag zum Ausfall der Notstromversorgung der Sammelschienen liefert der Common-Mode-Ausfall des 24 V- oder 220 V-Batteriesystems.

Gegenüber dem Startversagen des Nachwärmeabfuhrsystems spielt die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall in den ersten fünf Stunden nach erfolgreichem Start mit Ausnahme früher Betriebsausfälle der Notstromdiesel keine Rolle.

#### 4.2.4 LINERKÜHLUNG

Nach Auftreten des Notstromfalles (Spannungslosigkeit der Eigenbedarfsschienen) fällt das Linerkühlsystem spontan aus. Bei funktionierender Notstromversorgung oder kurzfristiger Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung geht das Linerkühlsystem wieder in Betrieb. Es kann dann infolge thermischer Überlastung rund 100h nach Unfallbeginn ausfallen. Die probabilistische Analyse entspricht der in Kapitel 4.1.4.

Kann die Stromversorgung über die zulässige Ausfallzeit des Linerkühlsystems von 30 Stunden durch Netzzrückschaltung oder Schaltung eines Anschlusses zum Nachbarblock oder Dieselreparatur nicht wieder hergestellt werden, so bleibt

das System ausgefallen. Die Wahrscheinlichkeit dafür und für Fehler bei der Wiederinbetriebnahme des Linerkühlsystems nach einer möglichen Stromrückkehr wurde zu 0,1 (Median) mit einem Unsicherheitsfaktor von 9 abgeschätzt; der entsprechende Erwartungswert beträgt 0.24.

#### 4.2.5 DICHTIGKEIT DES REAKTORSCHUTZGEBÄUDES

##### 4.2.5.1 Gebäudeabschluß

Für den Abschluß des Reaktorschutzgebäudes im Notstromfall müssen die Klappen der lufttechnischen Anlagen geschlossen werden. Dabei ist von Bedeutung, daß jede Durchdringung über zwei Klappen verfügt, von denen eine pneumatisch und eine elektromotorisch betätigt wird. Die pneumatisch betätigten Klappen werden durch Preßluft aufgehalten und durch Entlüftung über ein Magnetventil geschlossen. Bei spannungslosem Magnetventil fällt die Lüftungsklappe zu und wird durch Druckluft aus einem Hilfsspeicher gegen den Sitz gepreßt. Für die motorbetätigten Klappen wird eine Energieversorgung aus den Notstromschienen benötigt. Fällt diese aus, so geht für den Gebäudeabschluß eine redundante Absperrarmatur verloren.

Bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr wird der Abschluß erst nach einigen Stunden vom Reaktorschutzsystem angeregt, und zwar nach Entlastung des Primärkreislaufes ins Reaktorschutzgebäude. Ein vorsorgliches Schließen der Lüftungsklappen durch das Wartpersonal vor Anstehen der Reaktorschutzsystem-Signale wird nicht angesetzt.

Der Ausfall des Reaktorschutzgebäude-Abschlusses bei Spannungslosigkeit der Notstromschienen (unbeherrschter Notstromfall) ist durch drei dominierende Ausfallkombinationen bestimmt:

- Ausfall einer der vier druckluftbetätigten Klappen und Common-Mode-Ausfälle der Batterien.
- Ausfall einer der vier druckluftbetätigten Klappen und Common-Mode-Ausfall aller Dieselaggregate und Mißlingen der Wiederversorgung der Notstromschienen innerhalb einer Stunde.
- Ausfall einer der vier druckluftbetätigten Klappen und gemeinsames Versagen aller Komponenten-Kühlkreise (und somit auch der Dieselkühlung) und Mißlingen der Wiederversorgung der Notstromschienen innerhalb einer Stunde.

Der Erwartungswert für das Versagen des Gebäudeabschlusses im unbeherrschten Notstromfall beträgt  $1.5 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung (6).



Ist die Stromversorgung bis zum Anforderungszeitpunkt sichergestellt, so entsprechen die Bedingungen denen bei Ausfall Hauptkühlsystem (Kapitel 4.1.5.2). Die Nichtverfügbarkeit liegt bei  $3 \cdot 10^{-4}$  (6).

#### 4.2.5.2 Überdruckversagen und Gegenmaßnahmen

Bei funktionierendem Gebäudeabschluß kann es zu einem Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes durch Gasverbrennung oder -ansammlung kommen. Versagenszeitpunkt und mögliche Gegenmaßnahmen hängen von der Sicherstellung der Energieversorgung ab.

Liegt mit Unfallbeginn ein Ausfall der gesamten Stromversorgung vor und kann das Linerkühlsystem auch innerhalb von 30 Stunden nicht wieder in Betrieb genommen werden, so beginnt der Beton des Reaktordruckbehälters sich schon nach etwa 40 Stunden zu zersetzen. Nach etwa 110 Stunden ist mit einer Gasverbrennung zu rechnen.

Eine für die Gasverbrennung erforderliche energiereiche Zündquelle ist dann nicht auszuschließen, wenn nach mehr als 30 Stunden die Energieversorgung wieder hergestellt werden konnte und elektrische Verbraucher, von denen ein Zündfunke ausgehen kann, nicht nach (spätestens) 4 Tagen abgeschaltet wurden. Die Wahrscheinlichkeit dafür und für das Vorhandensein von energiereichen Zündquellen, die von außen nicht beeinflussbar sind, wird zu 0,4 abgeschätzt. Führt der mit der Gasverbrennung verbundene Spitzendruck nicht zum Versagen des Reaktorschutzgebäudes, so baut sich infolge Gasansammlung ein Innendruck auf, der nach etwa 460 Stunden die Grenzen der Belastbarkeit des Reaktorschutzgebäudes überschreitet.

Für den Fall der sichergestellten Stromversorgung entspricht die Behandlung des Überdruckversagens und möglicher Gegenmaßnahmen der beim 'Ausfall Hauptkühlsystem' (Kapitel 4.1.5.4).

#### 4.2.6 EREIGNISABLAUFDIAGRAMM

Die in den vorausgegangenen Kapiteln beschriebenen Ereignisse sind im Bild 4-9 in ihrem Ablauf und ihrer Verknüpfung dargestellt. Der Ereignisablauf entspricht im wesentlichen dem für spontanen 'Ausfall Hauptkühlsystem', wie er im Bild 4-4 bereits vorgestellt wurde. Die Häufigkeiten und der zeitliche Ablauf weisen aber z.T. erhebliche Unterschiede auf, da ein totaler Ausfall der Stromversorgung durch Versagen der angeforderten Batterien oder durch Versagen aller Diesel und ausbleibender Wiederversorgung der Notstromschienen bei den Systemausfällen als Möglichkeit zu berücksichtigen ist.

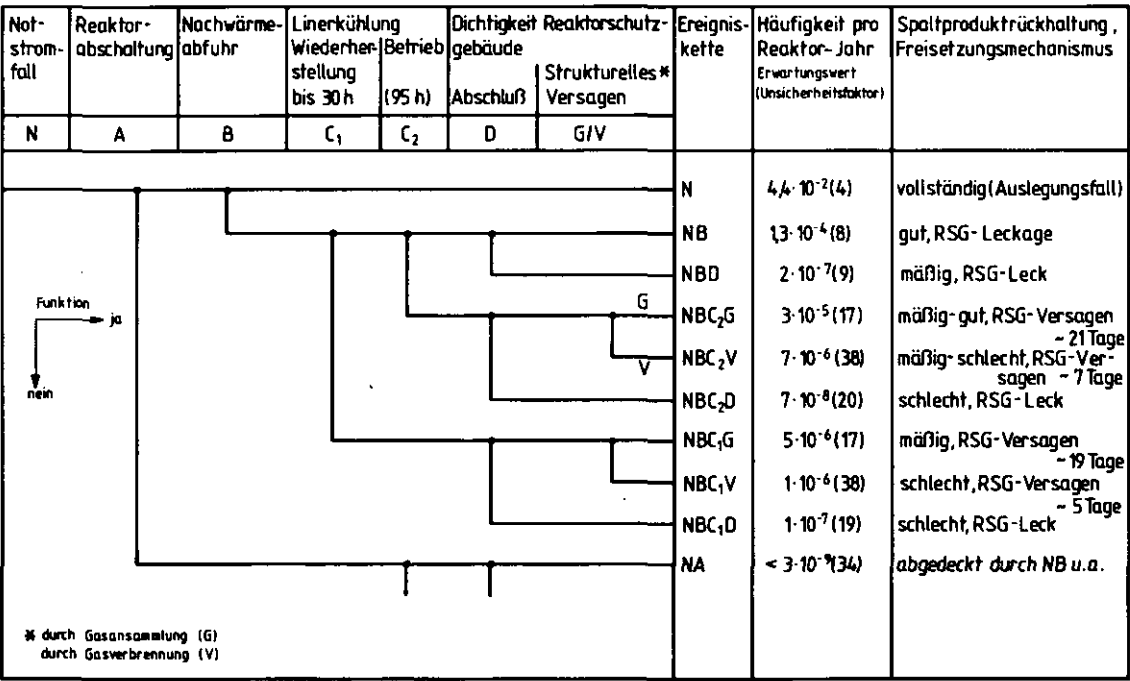


Bild 4-9: Ereignisablaufdiagramm 'Notstromfall'

Eine Wiederinbetriebnahme ausgefallener Hilfskühlssysteme nach Reparaturen an Komponenten wird nicht in Betracht gezogen, da die in dem zur Verfügung stehenden Zeitraum von max. drei Stunden durchführbaren Reparaturarbeiten das Ergebnis nicht nennenswert beeinflussen. Die mögliche Wiederversorgung der Notstromschienen innerhalb einer Stunde nach deren Ausfall wird bei der Funktion des Hilfskühlsystems berücksichtigt, darüber hinaus die Wiederinbetriebnahme des Linerkühlsystems innerhalb von 30h.

Die Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems ist nach Funktionieren des Hilfskühlsystems über einen größeren Zeitraum möglich, wird aber im Ereignisablaufdiagramm nicht betrachtet.

Die obere Ereigniskette spiegelt den beherrschten Notstromfall wieder und ist als Auslegungsfall ohne Bedeutung für das Risiko, da der Reaktorkern gekühlt wird und keine Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung erfolgt.

Die wichtigsten Ereignisketten führen über das Versagen der Nachwärmeabfuhr, des Linerkühlsystems und des Reaktorschutzgebäudes. Die Versagenswahrscheinlichkeiten setzen sich aus Ausfällen der Komponenten und deren Energieversorgung zusammen; die Anteile sind in Bild 4-10 ausgewiesen.

Beim Linerkühlsystem bewirkt der nicht behobene Ausfall der Stromversorgung einen spontanen Ausfall des Systems, während die thermische Überlastung einen verzögerten Ausfall nach 100 Stunden hervorruft. Kann die Energieversorgung nicht wiederhergestellt werden, so steht auch die Antriebsenergie für elektro-

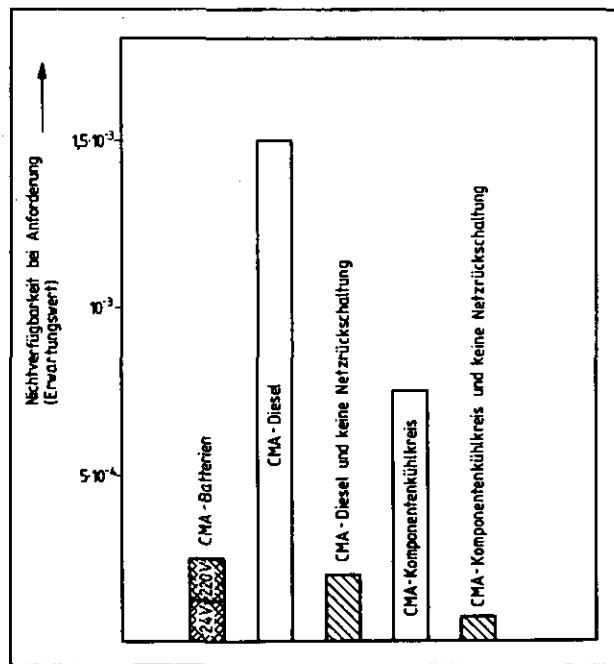


Bild 4-10: Haupteinflußgrößen auf die Versagenswahrscheinlichkeit der gesamten Energieversorgung im Notstromfall (CMA: Common-Mode-Ausfälle)

motorische Klappen des Gebäudeabschlußsystems nicht zur Verfügung. Dementsprechend sind Ereignisketten mit ausbleibendem Abschluß des Reaktorschutzgebäudes häufiger als beim 'Ausfall Hauptkühlsystem' mit funktionierender Stromversorgung.

Die Häufigkeit von Kernaufheizunfällen, die durch 'Notstromfall' eingeleitet werden, errechnet sich zu  $2 \cdot 10^{-4}$  pro Reaktor-Jahr. In etwa 75% der Fälle wird aus dem Primärkreislauf austretende Aktivität im Reaktorschutzgebäude eingeschlossen. Zu gravierenden Freisetzungen in die Umgebung kommt es nur bei relativ frühem Funktionsverlust des Reaktorschutzgebäudes. Solche Fälle machen 7% der Gesamthäufigkeit aus. Ereignisketten mit Ausbleiben des Gebäudeabschlusses haben einen Anteil von etwa 6% an der Häufigkeit von Ketten mit gravierenden Freisetzungen.

Die maximalen Freisetzungen bei Ereignisketten mit totalem Energieausfall sind größer als bei ansonsten ähnlichen mit gesicherter Energieversorgung. Der dadurch bedingte spontane Ausfall des Liner Kühlsystems verschlechtert im Vergleich zum verzögerten die Spaltproduktrückhaltung und ruft ein um etwa 50 Stunden früheres Versagen des Reaktorschutzgebäudes hervor.

Ereignisketten mit Ausfall der Reaktorabschaltsysteme werden wie beim 'Ausfall Hauptkühlsystem' durch andere Ereignisketten abgedeckt.

### 4.3 ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN

Von den zuvor beschriebenen Ereignisketten sind diejenigen risikorelevant, die zu einer massiven Spaltproduktfreisetzung aus der Reaktoranlage in die Umgebung führen. Dies setzt voraus, daß es im Verlauf der Ereignisse zu einer Zerstörung der Rückhaltebarrieren für die Spaltprodukte kommt. Im vorliegenden Kapitel sind die Ergebnisse der Untersuchungen von solchen Ereignisabläufen dargelegt. Nach der Kurzbeschreibung der verwendeten Modelle werden die Wirksamkeitsbedingungen für das Nachwärmeabfuhrsystem angegeben, dessen Ausfall zu einer Kernaufheizung führt. Daran schließt sich die Darstellung der thermodynamischen Vorgänge im Reaktordruckbehälter und im Reaktorschutzgebäude bei verschiedenen Kernaufheizunfällen an. Für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzungen wurden Ereignisketten zu Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Die gewonnenen Ergebnisse werden zusammen mit den Unsicherheitsfaktoren am Ende des Kapitels vorgestellt.

#### 4.3.1 BESCHREIBUNG DER VERWENDETEN MODELLE

Zur Ermittlung der Auswirkungen von Kernaufheiztransienten standen eine Reihe von Rechenprogrammen zur Verfügung, die jeweils bestimmte Aspekte des Unfallablaufes behandeln. Die wesentlichsten Programme sind in Tabelle 2-3 erläutert. Im folgenden wird ihre Anwendung bei der Untersuchung von Kernaufheizunfällen einschließlich zu berücksichtigender Einschränkungen diskutiert.

Solange der Reaktordruckbehälter nicht druckentlastet ist, werden die Rechenprogramme RECA /4-7/ und RATSAM /4-8/ angewendet.

In RECA ist ein detailliertes thermisches Modell des Reaktorkerns mit einem Modell für das Hilfskühlsystem gekoppelt. Unter Ausnutzung von Symmetrieeigenschaften werden alle Beladezonen nachgebildet. Die Wärmeleitung wird dreidimensional gerechnet. Ein System von eindimensionalen Impulsgleichungen beschreibt die Massenstromverteilung zwischen den Beladezonen. Da Auftriebskräfte berücksichtigt werden, können auch Umkehrströmungen berechnet werden. RECA ermittelt die Temperaturverteilung im Reaktorkern, setzt jedoch die Kenntnis der genauen Strömungsverteilung im gesamten Primärkreislauf voraus.

Zur Berechnung des Verhaltens des gesamten Primärkreislaufs wird das Programm RATSAM eingesetzt. Es berechnet zeitabhängig den Druck, die Temperatur und die Massenströme. Das dynamische Verhalten des Hauptgebläses und der Wärmetransport zwischen Kühlmittel, Reaktorkern und Dampferzeuger wird berücksich-

tigt, wobei die Nachwärmeerzeugung im Reaktor von RECA übernommen wird. Zur Simulation der Naturkonvektion bei unterschiedlichem Verhalten der Kreisläufe wurden alle Strömungswege doppelt nachgebildet, so daß auch die Vorgänge bei offenen Hauptabsperrventilen untersucht werden konnten.

Die Ergebnisse von RECA und RATSAM ergeben ein genaues Bild des Verhaltens des abgeschalteten Reaktors, solange der Wärmetransport im wesentlichen durch Konvektion erfolgt.

Bei druckentlastetem Reaktordruckbehälter spielt der Wärmetransport durch Konvektion keine entscheidende Rolle. Daher kommen für diese Phase die Rechenprogramme CORCON /4-9/ und SORS /4-10/ zum Einsatz.

CORCON simuliert den Wärmetransport durch Leitung und Strahlung, indem mit einem Differenzverfahren die transienten, zweidimensionalen Wärmeleitungsgleichungen gelöst werden. Materialeigenschaften können als Funktion der Temperatur, der Zeit und des Ortes angegeben werden, wobei Inhomogenitäten durch Mittelung vereinfacht erfaßt werden.

Der Reaktorkern wird in Zylindergeometrie nachgebildet. Die geometrischen Verhältnisse werden über den gesamten Beobachtungszeitraum beibehalten. Besonderheiten des CORCON-Modells sind:

- Die Berücksichtigung der Wärmeproduktion und Umverteilung bzw. Verlust von Spaltprodukten,
- die Berücksichtigung des Wärmetransportes durch Strahlung im Einlaß- und Auslaßplenum des Reaktorkerns.

Außerdem läßt sich das Versagen des Reaktordruckbehälters nach Überschreitung von Temperaturgrenzwerten wie folgt simulieren:

- Versagen der Abdeckplatten der thermischen Isolierung im Bereich des oberen Plenums und des Seitenreflektors. Abfallen der Isolierung.
- Versagen des Liners im Bereich des oberen Plenums und des Seitenreflektors durch Einbeulen oder Abschmelzen.
- Versagen des Betons über dem oberen Plenum und an den Seiten in Schichten, deren Dicke durch den Abstand der Bewehrung vorgegeben ist.
- Herunterfallen des zerstörten Betons auf die Kernoberfläche, wo er sich in seine Bestandteile zersetzt. Schmelzen der festen Stoffe, die für die weitere Rechnung nicht mehr berücksichtigt werden.

Die Freisetzung der Spaltprodukte aus dem Reaktorkern und auch die Umverteilung der Wärmequellen werden mit SORS ermittelt.

Es berechnet anhand phänomenologischer Ansätze das Versagen der Brennstoff-

partikel als Funktion der Temperatur und der Bestrahlungszeit sowie die zeitabhängige Spaltproduktfreisetzung aus den Partikeln. Eine weitere Rückhaltung der leichtflüchtigen Spaltprodukte wie der Edelgase oder Jod im Brennelementgraphit bleibt unberücksichtigt. Für die metallischen Spaltprodukte wie Strontium und Cäsium wird die Diffusion und die Desorption bzw. Adsorption an den Graphitoberflächen des Reaktorkerns berechnet. Die metallischen Spaltprodukte werden zunächst im Brennelementgraphit und anschließend in kälteren Graphiteinbauten zurückgehalten, so daß sie wesentlich später als die leichtflüchtigen Spaltprodukte den Reaktorkern verlassen. Chemische Reaktionen der Spaltprodukte untereinander bzw. mit anderen Stoffen, die möglicherweise die Rückhaltung verbessern würden, sind nicht modelliert. Außerdem berechnet SORS das Verhalten der Schwermetalle wie Uran oder Thorium, mit dem Ergebnis, daß deren Freisetzung hier zu vernachlässigen ist.

Die thermodynamischen Vorgänge innerhalb des Reaktorschutzgebäudes werden mit dem Programm CNTB /4-11/ beschrieben. Neben der Temperaturverteilung, dem Druck und der Kondensation von Wasserdampf im Reaktorschutzgebäude bestimmt das Programm auch die Zündfähigkeit der Reaktorschutzgebäudeatmosphäre beim Einströmen von Wasserstoff und Kohlenmonoxid. Die Ermittlung des Spitzendrucks bei einer Wassergasdeflagration basiert auf einer isochoren adiabaten vollständigen Verbrennung und liefert damit sehr konservative Maximaldrücke und -temperaturen, aus denen für die Studie Erwartungswerte abzuleiten waren. Die Wärmeerzeugung durch den radioaktiven Zerfall der Spaltprodukte im Reaktorschutzgebäude berücksichtigt das Programm nicht.

Die Untersuchungen zum Transport und zur Ablagerung von Spaltprodukten im Reaktorschutzgebäude und zur Freisetzung in die Umgebung werden mit dem Rechenprogramm CORRAL-II durchgeführt, das bei Risikountersuchungen für Leichtwasserreaktoren benutzt wurde.

Ein ausführlicher Vergleich zwischen den Unfallbedingungen im Reaktorschutzgebäude eines HTR und im Sicherheitsbehälter eines LWR in Bezug auf das Spaltproduktverhalten ergab im wesentlichen, daß die rechnerischen Randbedingungen für HTR wesentlich weniger kompliziert und die Vorgänge einfacher zu simulieren sind. Die bei einem HTR unterschiedlichen Bedingungen, wie kontinuierliche Freisetzung über längere Zeiträume und untersättigte Atmosphäre, sind über geeignete Eingabedaten zu berücksichtigen. Das Programm berechnet für Jod die Ablagerung an senkrechten und waagerechten Flächen bis zu einer vorzugebenden Gleichgewichtskonzentration in der Atmosphäre. Die Verminderung

der Aerosolkonzentration wird durch die Sedimentation infolge Schwerkraft beschrieben. Partikeldurchmesser und -dichte, die das Ergebnis erheblich beeinflussen, sind vorzugeben, da das Programm Partikelwachstum nicht berechnen kann. Die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall muß nachträglich berücksichtigt werden.

#### 4.3.2 THERMODYNAMISCHE VORGÄNGE IM REAKTORDRUCKBEHÄLTER

##### 4.3.2.1 Anforderungen an das Hilfskühlsystem

Die auslösenden Ereignisse 'Notstromfall' und 'Ausfall Hauptkühlsystem' beeinträchtigen nicht unmittelbar den Primärgaseinschluß, so daß zu Beginn der Ereignisketten der volle Kühlmitteldruck ansteht. Für diesen Fall reichen von den vier angeforderten Hilfskühlsträngen zwei aus, um die durch den Zerfall der radioaktiven Spaltprodukte entstehende Nachwärme abzuführen.

In Bild 4-11 ist der zeitliche Verlauf der Temperaturen an verschiedenen Stellen des Primärkreislaufs nach einem spontanen Ausfall des Hauptkühlsystems und einer Nachwärmeabfuhr durch zwei Hilfskühlkreisläufe dargestellt. Die Nach-

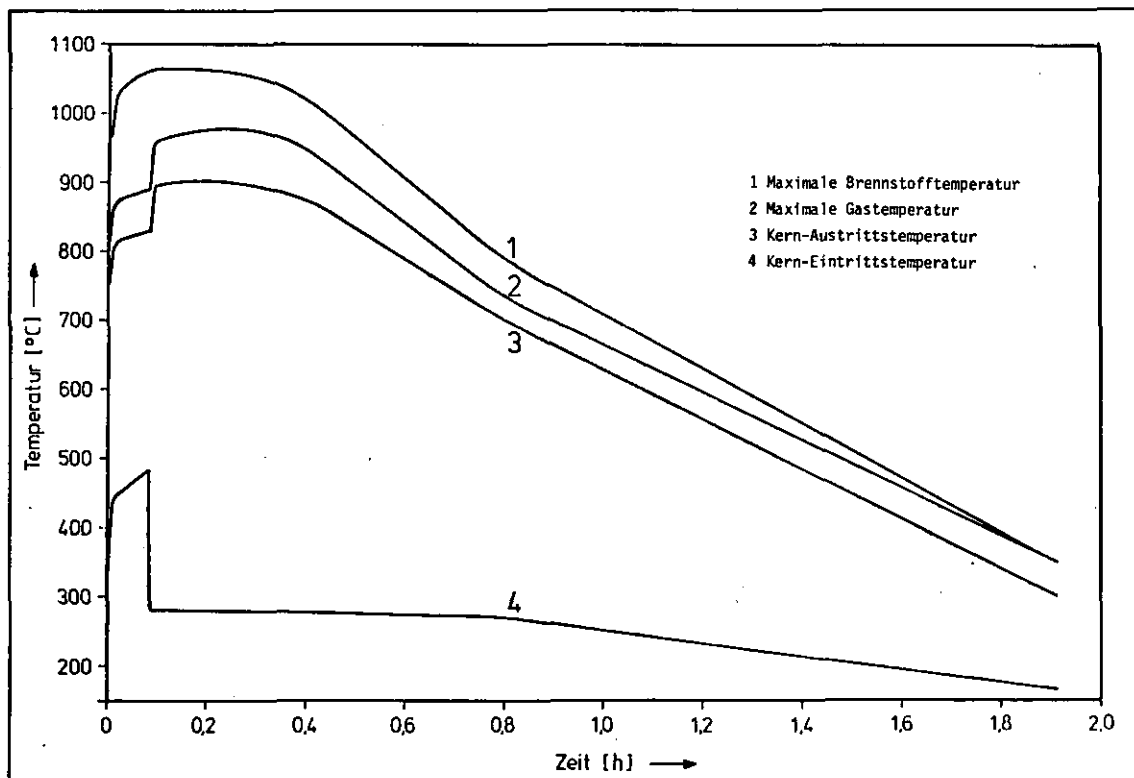


Bild 4-11: Temperaturverläufe im Reaktorkern nach Abschaltung und Kühlung mit zwei Strängen des Hilfskühlsystems

wärmeabfuhr setzt mit einer Verzögerung von fünf Minuten nach Anforderung ein. Während dieser Verzögerungszeit steigen die Temperaturen im Reaktorkern an. Es bildet sich durch Auftriebskräfte eine Umkehrströmung aus, so daß sich heißes Helium im oberen Plenum sammelt. Bei Wiederherstellung der Zwangskonvektion durchströmt dieses Gas nochmals den Kern und erwärmt sich weiter, was sich in dem Sprung bei den Heißgastemperaturen zeigt. Nach etwa einer halben Stunde wird über die zwei Hilfskühlstränge soviel Wärme aus dem Reaktorkern abgeführt, daß alle Temperaturen stetig fallen.

Nach einem spontanen Ausfall des Hauptkühlsystems ist eine Nachwärmeabfuhr mit nur einem Hilfskühlstrang von Anfang an nicht ausreichend. Infolge von Auftriebskräften tritt eine Umkehrströmung in Bereichen des Reaktorkerns auf, als deren Folge die obere thermische Isolierung von Heißgas mit einer Temperatur von  $950^{\circ}\text{C}$  angeströmt wird. Da diese hohe Temperatur zu lange ansteht, kann eine Schädigung der Isolierung und eine damit verbundene Beeinträchtigung der Nachwärmeabfuhr nicht ausgeschlossen werden. Daher muß eine Kühlung des Reaktorkerns mit nur einem Hilfskühlstrang von Anfang an konservativ als unwirksam angenommen werden. Wird dagegen die Nachwärme nach einem spontanen Ausfall des Hauptkühlsystems eine Stunde lang mit zwei Hilfskühlsträngen abgeführt, genügt anschließend ein Strang für eine sichere Nachwärmeabfuhr.

Bei einem verzögerten Ausfall des Hauptkühlsystems wird der Reaktorkern noch 15 bis 20 Minuten mit dem Hauptkühlsystem vorgekühlt. Dabei sinken die mittleren Brennelement- und Heliumtemperaturen auf unter  $400^{\circ}\text{C}$  ab. Da zu diesem Zeitpunkt außerdem die Kühlleistung eines Hilfskühlstranges die Nachzerfallsleistung des Reaktorkerns übersteigt, reicht nach dieser Vorkühlphase ein Hilfskühlstrang für eine sichere Nachwärmeabfuhr aus.

#### 4.3.2.2 Unverzögerte Kernaufheizung mit spontanem Ausfall des Linerkühlsystems

Für den im folgenden diskutierten Unfallablauf wird angenommen, daß durch den Notstromfall das Hauptkühlsystem spontan ausgefallen ist und das Hilfskühlsystem nicht startet. Das Linerkühlsystem fällt wegen des Verlustes der Energieversorgung ebenfalls sofort aus und kann auch während der zulässigen Ausfallzeit von 30 Stunden nicht wieder in Betrieb genommen werden.

Wegen der Wärmeproduktion durch den radioaktiven Zerfall der Spaltprodukte und der fehlenden Wärmeabfuhr heizen sich der Reaktorkern und das Kühlgas auf. Infolgedessen steigt der Druck im Primärkreislauf an, nachdem er zunächst wegen Wärmeumverteilung und -speicherung in kälteren Bauteilen durch den kon-



vektiven Wärmetransport im Kühlgas zeitweise abgesunken ist, wie das Bild 4-12 zeigt.

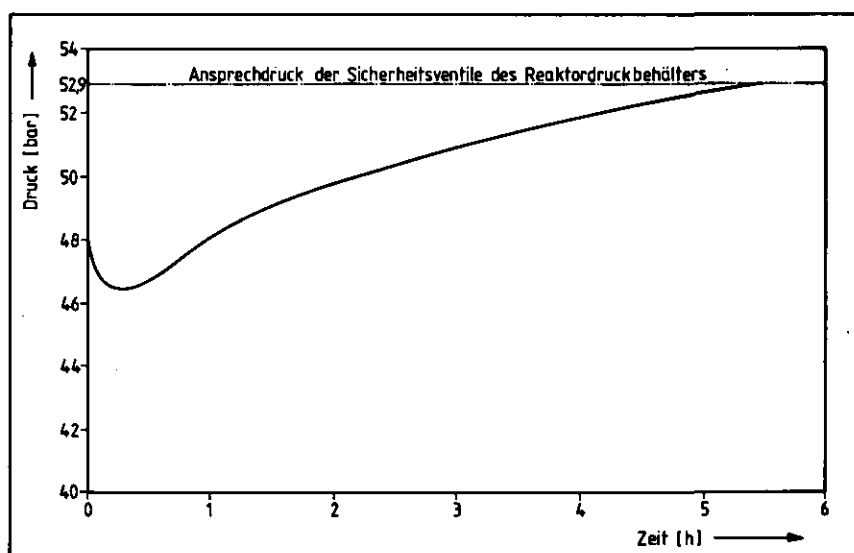
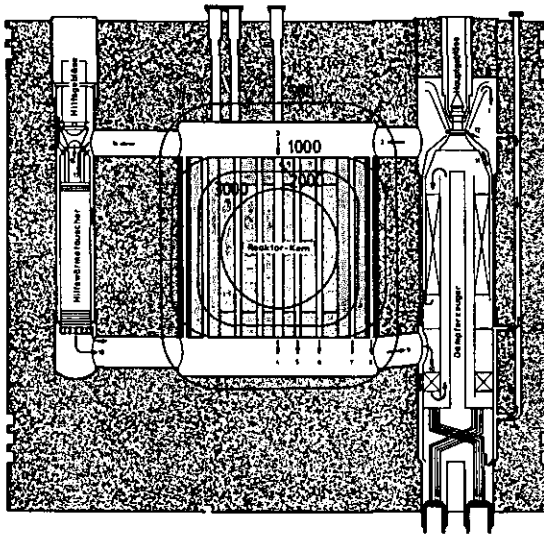


Bild 4-12: Druck im oberen Plenum bei unverzügter Kernaufheizung

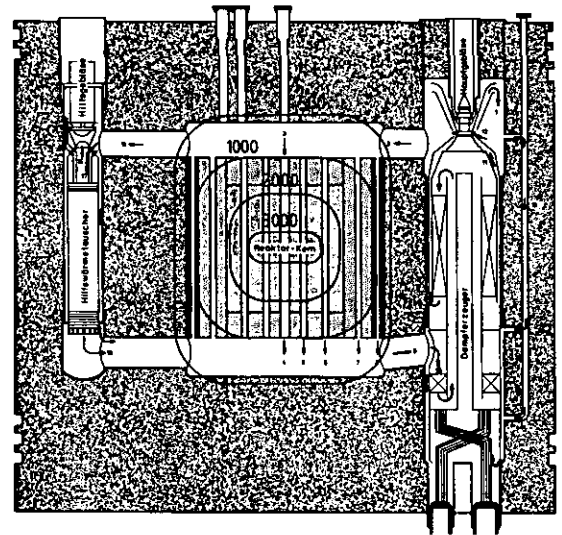
Wenn der Kühlmitteldruck nach 5,5 Stunden den Ansprechwert der Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters von 52,9 bar erreicht hat, wird das Kühlgas aus dem Reaktordruckbehälter ins Reaktorschutzgebäude abgeblasen. Wegen der hohen Gastemperaturen zum Zeitpunkt der Druckentlastung in Verbindung mit den hohen Strömungsgeschwindigkeiten im Sicherheitsventil wird angenommen, daß der Abblasevorgang mit einem Folgeversagen des Sicherheitsventils in Offenstellung verbunden ist. Dadurch wird der Reaktordruckbehälter vollständig entlastet.

Nach der Druckentlastung sind die wesentlichen Wärmetransportmechanismen die Wärmeleitung innerhalb des Reaktorkerns und die Wärmestrahlung von den Kernoberflächen zum Reaktordruckbehälter. Da hierdurch die Nachwärme schlecht abgeführt wird, steigen die Temperaturen im Reaktor stetig weiter an. Bild 4-13 zeigt die Isothermen zu verschiedenen Zeitpunkten. Nach 40 Stunden ist die Temperatur im Zentrum des Reaktorkerns auf über 3000 °C gestiegen, während die Temperatur in den Außenbereichen des Reflektors zwischen 500 und 1000 °C liegt. Nach 100 Stunden liegt die Mitte des Reaktorkerns auf über 3500 °C, während die 500 °C-Isotherme schon relativ weit in den Beton des Reaktordruckbehälters gewandert ist. Nach 10 Tagen schließlich hat schon ein größerer Bereich des Reaktorkerns die Sublimationstemperatur des Graphits von 3800 °C erreicht. Dies bedeutet jedoch nicht, daß in diesem Bereich tatsächlich eine vollständige Sublimation des Graphits eintritt. Vielmehr wird

durch die Sublimation kleinerer Bereiche Energie aufgezehrt, die dann nicht mehr für die Oberhitzung des benachbarten Graphits zur Verfügung steht.



Isothermen nach 100 h



Isothermen nach 40 h  
(Temperaturen in °C)

Bild 4-13: Unverzögerte Kernaufheizung mit spontanem Ausfall der Linerkühlung

Wesentlich für die Auswirkungen der betrachteten Ereigniskette ist das Verhalten des Reaktordruckbehälter-Betons, der nicht mehr durch das Liner-Kühlsystem geschützt wird. Dabei ist von entscheidender Bedeutung, wie der Liner selbst versagt. Die Untersuchungen haben hierfür im wesentlichen zwei Möglichkeiten ergeben.

Eine Möglichkeit besteht darin, daß bereits zu einem frühen Zeitpunkt der Kernaufheizung bei ca. 200 °C Betontemperatur örtlich hinter dem Liner kurzzeitig wirkende Dampfdrücke der Größenordnung ca. 8 bis 9 bar anstehen. Bei Vorliegen ungünstig wirkender Schwachstellen können einzelne Anker versagen. Großflächiges Versagen des Liners ist jedoch zu diesem Zeitpunkt nicht zu erwarten.

Bei der zweiten Möglichkeit heizen sich die Abdeckplatten der thermischen Isolierung durch die Wärmestrahlung von der Oberfläche des Reaktorkerns auf. Ab etwa 800 °C ist mit ihrem Versagen infolge Stahlkriechens zu rechnen. Damit können sie ihre Aufgabe, die Isoliermatten zu fixieren, nicht mehr wahrnehmen, so daß durch Abfallen der Isolierung der Deckenliner direkt der Wärmestrahlung ausgesetzt wird. Dadurch heizen sich der Liner und der dahinterliegende Beton des Druckbehälters auf. Für den Linerstahl führt die hohe Temperatur zu einer Reduzierung der Zugfestigkeit, so daß insbesondere im Deckenbereich

bereits das Eigengewicht zum Versagen des Liners führt.

Für den Integritätsverlust des Betons ist der Verlust der Festigkeit bei etwa 800 °C bestimmend. Die schon relativ frühzeitig auftretenden Betontemperaturen von etwa 200 °C und das dadurch verursachte Ausdampfen des nicht gebundenen Wassers führt nicht zu einem Verlust der Integrität des druckentlasteten Reaktordruckbehälters. Auch die durch Temperaturerhöhung entstehenden Zwängungsbeanspruchungen der Betonstruktur des Reaktordruckbehälters werden zu keinem Zeitpunkt des Ereignisablaufes so groß, daß sie maßgebend für das Versagen des Betons werden.

Das Versagen des Betons wird so modelliert, daß Bereiche, die die Grenztemperatur überschreiten, zusammen mit der Bewehrung in Schichten versagen. Die Schichtdicke von 5 cm ergibt sich aus dem vertikalen Abstand der Bewehrungsnetze.

Die Versagenstemperatur von Beton wird etwa 40 Stunden nach Störfallbeginn erreicht. Der Beton fällt auf die heiße Kernoberfläche und zersetzt sich in seine Bestandteile. Dabei werden pro Kilogramm Beton 200 g Kohlendioxid und 80 g Wasserdampf frei. Bild 4-14 a zeigt die kumulierten Mengen an zerstörtem Beton in Abhängigkeit vom Zeitablauf. Nach zehn Tagen ist soviel Beton zerstört, daß der Spannbetonbehälter im Deckenbereich um etwa 1/3 seiner ursprünglichen Dicke geschwächt ist.

Bei der Ermittlung der freiwerdenden Gase wird konservativ auch das schon früh ausdampfende und unter Umständen nach außen abströmende nicht gebundene Wasser mit berücksichtigt. Demgegenüber kann das aus dem defekten Linerkühlsystem austretende Wasser vernachlässigt werden.

Von den bei der Betonzersetzung freiwerdenden Gasen strömt ein Teil direkt aus dem oberen Plenum des Reaktordruckbehälters über das Sicherheitsventil ins Reaktorschutzgebäude. Der andere Teil gelangt jedoch über Bypässe durch Dampferzeuger- und Hilfswärmetauscherkavernen in den Reaktorkern und reagiert dort mit dem heißen Brennelementgraphit (Bild 4-14 b). Dieser Anteil ist zeitabhängig; er wird beeinflusst von dem Verhältnis der zirkulierenden zur direkt ausströmenden Gasmenge. Langfristig stellt er sich auf etwa 40 % ein. Dieser Wert basiert auf der Annahme, daß sich die Strömungsverteilung, die sich nach der Druckentlastung des Primärkreislaufs durch Naturkonvektion einstellt, durch die Betonzersetzung und die Aufheizung der Seitenkavernen nicht ändert.

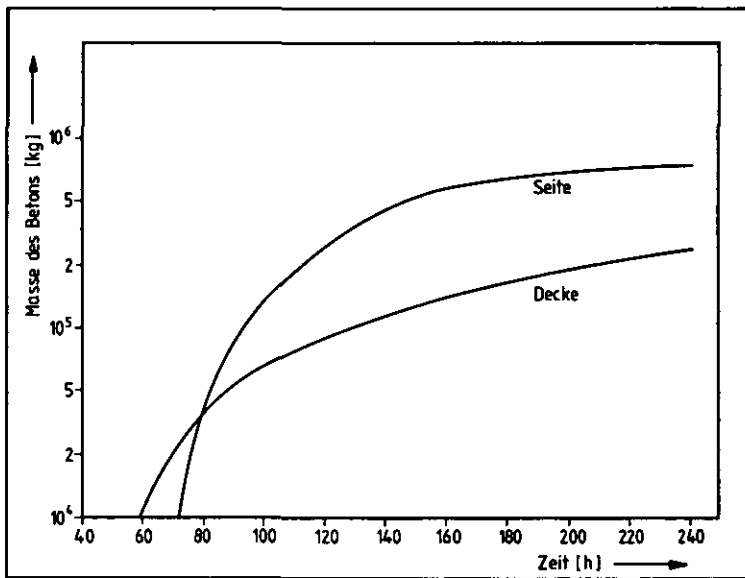


Bild 4-14a: Massen des zerstörten Decken- und Seitenbetons

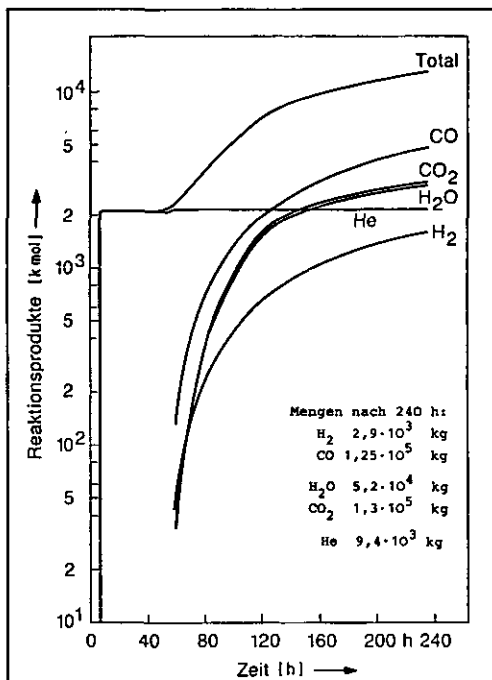


Bild 4-14b: Kumulierte Mengen der aus dem Reaktordruckbehälter ausströmenden Gase

Diese Annahme ist konservativ, da sie zu hohen chemischen Umsätzen führt, so daß sich relativ früh ein zündfähiges Gemisch im Reaktorschutzgebäude bildet.

Aus der Reaktion von Wasserdampf mit dem Graphit bilden sich zu gleichen Teilen CO und H<sub>2</sub> (Wassergas), durch die Reduktion von Kohlendioxid kommt noch zusätzlich Kohlenmonoxid hinzu. Beide Reaktionen sind endotherm, was sich jedoch nicht nennenswert auf die Wärmebilanz auswirkt und deshalb konservativ nicht berücksichtigt wird.

#### 4.3.2.3 Wirksamkeit der Linerkühlung bei Kernaufheizung

Kernaufheizunfälle, bei denen die Linerkühlung in Betrieb bleibt oder rechtzeitig wieder in Betrieb genommen werden kann, ergeben gegenüber den Fällen ohne Linerkühlung im Unfallablauf grundlegend andere Bedingungen bezüglich des Verhaltens des Reaktordruckbehälters. Dabei können zwei Fälle unterschieden werden. Im einen fällt das Linerkühlsystem nach einem längeren Betrieb als Folge der Kernaufheizung aus, im anderen bleibt es dagegen intakt und wirkt ständig als Senke für die Nachwärme.

Zu Beginn des Unfalles hat der Betrieb des Linerkühlsystems keinen wesentlichen Einfluß auf die Temperaturen im Primärkreislauf. Es führt jedoch die durch die thermische Isolierung dringende Wärme ab und schützt dadurch den Beton des Druckbehälters vor zu hohen Temperaturen. Die Temperaturen der Abdeckplatten der thermischen Isolierung im Deckenbereich steigen jedoch weiter an und erreichen ihre Versagenstemperatur. Der weitere Verlauf des Unfalles hängt nun weitgehend davon ab, in welcher Reihenfolge diese Abdeckplatten versagen.

Wird durch das Versagen der thermischen Isolierung der Liner so freigelegt, daß ein Kühlrohr auf einer Länge von mehr als 8 m direkt beheizt wird, so dampft das Kühlwasser in diesem Rohr aus und es bilden sich Dampfpolster. Dadurch fällt der entsprechende Strang des Linerkühlsystems aus. Die bei einem Versagen der Rohre des Linerkühlsystems in den Primärkreislauf eintretenden Wassermengen sind gegenüber denen bei der Betonzersetzung freiwerdenden vernachlässigbar. Da beide Stränge nebeneinander verlegt sind, wird konservativ davon ausgegangen, daß beide Stränge von einem solchen Ausfall gleichermaßen betroffen sind. Diese Bedingungen sind etwa 95 Stunden nach Störfallbeginn erreicht. Etwa 10 Stunden später beginnt dann die Betonzersetzung. Versagt die Isolierung dagegen so, daß etwa  $8 \text{ m}^2$  Fläche für die Wärmeabfuhr freigelegt werden, ohne daß vorher die obengenannte kritische Rohrlänge überschritten wird, kann das Linerkühlsystem die Temperaturen im Primärkreislauf unterhalb der Versagensgrenze der thermischen Isolierung halten, so daß deren weiteres Versagen nicht mehr zu unterstellen ist. Somit kann der Beton langfristig vor zu hohen Temperaturen geschützt werden.

#### 4.3.2.4 Kernaufheizung bei verzögertem Ausfall der Nachwärmeabfuhr

Die Vorkühlung mit dem Hauptkühlsystem beeinflusst den Ablauf einer sich an den Ausfall des angeforderten Hilfskühlsystems anschließenden Kernaufheizung. Der Temperaturanstieg ist wegen der zu Beginn erfolgten Wärmeabfuhr verzögert und dauert wegen der schon geringer gewordenen Nachwärmeproduktion länger. Parallel dazu erfolgt auch der Druckanstieg bei geschlossenem Primärkreislauf langsamer, so daß der Ansprechwert der Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters statt nach 5,5 Stunden erst nach 11 Stunden erreicht wird.

Da nach der gegenüber den Fällen ohne Vorkühlung späteren Druckentlastung des Primärkreislaufes wegen der dann geringeren Nachwärme auch weniger Wärme von der Kernoberfläche an den Reaktordruckbehälter abgestrahlt wird, heizen sich auch die thermische Isolierung und der Beton langsamer auf, so daß sich der Beginn der Betonersetzung geringfügig verschiebt.

Eine zeitweise Vorkühlung mit dem Hilfskühlsystem verzögert den Ablauf der Kernaufheiztransiente ebenfalls. Eine Betriebsdauer von 1,5 Stunden entspricht dabei der zuvor behandelten Vorkühlung durch das Hauptkühlsystem.

Abgesehen von der Streckung des zeitlichen Ablaufs ergeben sich jedoch bei Kernaufheiztransienten mit Vorkühlung keine grundlegend anderen Phänomene, so daß diese Fälle analog der unverzögerten Kernaufheizung behandelt werden können.

### 4.3.3 THERMODYNAMISCHE VORGÄNGE IM REAKTORSCHUTZGEBAUDE

#### 4.3.3.1 Versagen des Reaktorschutzgebäudeabschlusses

Die thermodynamischen Vorgänge im Reaktorschutzgebäude sind erst nach Abblasen von Primärkühlmittel mit den darin enthaltenen Spaltprodukten aus dem Reaktordruckbehälter von Bedeutung.

Bei Versagen des Abschlusses werden die Reaktorschutzgebäudeatmosphäre und die darin enthaltenen Spaltprodukte sofort in die Umgebung abgegeben. Im weiteren Ablauf werden die aus dem Gebäude ausströmenden Gasmengen durch die aus dem Reaktordruckbehälter austretenden Gasmengen und die Kondensationsvorgänge im Gebäude selbst bestimmt. Dabei wird angenommen, daß sich die aus dem Reaktordruckbehälter austretenden Gase und Dämpfe mit der Reaktorschutzgebäudeatmosphäre vollständig vermischen.

In diesen Fällen wirkt das Reaktorschutzgebäude nur als Puffer für die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage. Darüber hinaus reduziert sich die Aktivitätskonzentration durch Ablagerungsvorgänge entsprechend der mittleren Verweilzeit.

#### 4.3.3.2 Verhalten des abgeschlossenen Reaktorschutzgebäudes

Wird das Reaktorschutzgebäude auslegungsgemäß abgeschlossen, so steigt der Druck im Gebäude während der Druckentlastung des Reaktordruckbehälters bis etwa 3,5 bar an. Es ergibt sich dann der in Bild 4-15 dargestellte Druckverlauf. Durch die Wärmeabgabe an die Wand des Reaktorschutzgebäudes fällt der Druck auf etwa 2,7 bar ab. Ein Versagen des Reaktorschutzgebäudes bei den hier zu erwartenden Temperaturen und Drücken kann ausgeschlossen werden.

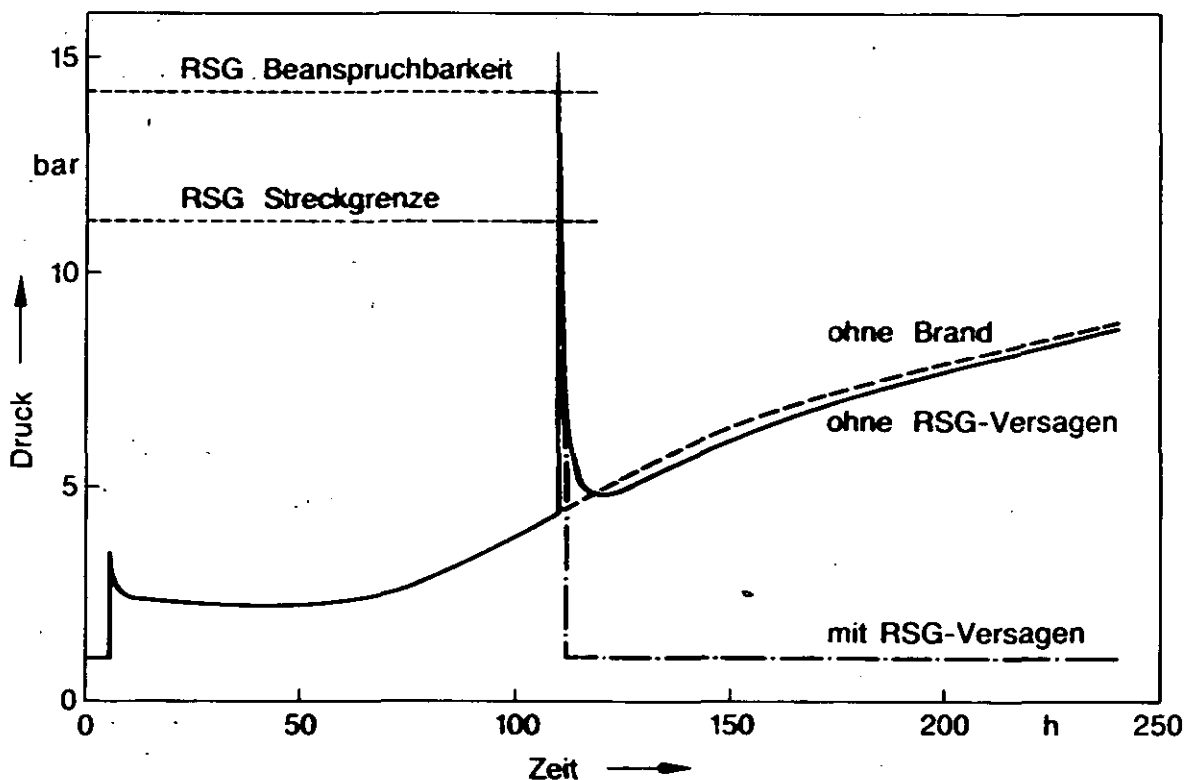


Bild 4-15: Druckverlauf im Reaktorschutzgebäude (RSG) bei unverzügter Kernaufheizung und spontanem Ausfall der Liner kühlung

Nach frühestens 40 Stunden beginnt der Beton des Reaktordruckbehälters zu versagen, jedoch wirkt sich dieses nennenswert erst nach 60 Stunden auf den Druck im Reaktorschutzgebäude aus, nämlich dann, wenn eine massive Betonzersetzung stattfindet. Durch die Betonzersetzung und die chemischen Reaktionen im Reaktorkern werden brennbare Gase und Inertgase erzeugt, die in das Reaktorschutzgebäude überströmen. Bild 4-14 b zeigt, daß der Anteil brennbarer Gase ( $\text{CO}$ ,  $\text{H}_2$ ) an dem ausströmenden Gemisch relativ hoch ist. Demgegenüber kondensiert noch ein Teil des inertisierend wirkenden Wasserdampfes an den Wänden des Reaktorschutzgebäudes. Bei Ereignisketten mit verzögertem Ausfall des Liner-kühlsystems verschiebt sich der Druckanstieg und das Überströmen brennbarer Gase um etwa 60 Stunden.

Brennen die zündbaren Gase direkt beim Austritt aus dem Reaktordruckbehälter, d.h. mit dem Eintritt in die Luftatmosphäre des Reaktorschutzgebäudes, ab, so ist die Integrität des Gebäudes hierdurch nicht gefährdet. Findet dieses 'Abfackeln' dagegen nicht statt, so wird unter der Annahme einer vollständigen Durchmischung der überströmenden Gase mit der Atmosphäre des Reaktorschutzgebäudes 90 Stunden nach Störfallbeginn eine Konzentration von brennbaren Gasen von etwa 9 % erreicht, die entzündbar ist. Da aus dem Reaktordruckbehälter weiter Gase zuströmen, ist die Atmosphäre des Reaktorschutzgebäudes nach 130 Stunden wegen des zu geringen Sauerstoffanteils von 5 % nicht mehr entflammbar. Als Erwartungswert für die Zündung des Gemisches werden 110 Stunden angenommen. Zu diesem Zeitpunkt hat der Druck im Reaktorschutzgebäude einen Wert von 4,3 bar erreicht.

Eine Detonation des Gasgemisches tritt nicht auf, da detonationsfähige Konzentrationen nur in räumlich eng begrenzten Bereichen erreicht werden können und die aus Detonationen innerhalb dieser Bereiche resultierenden Belastungen nicht zum Versagen des Reaktorschutzgebäudes führen. Damit bleibt normales Abbrennen des Gemisches, das starker Konvektion unterworfen ist und zumindest in Bereichen turbulent sein dürfte, als Möglichkeit übrig. Eine isochore vollständige Umsetzung, wie sie für die Rechnung angenommen wurde, ist nicht zu erwarten. Zudem führen vernachlässigte Wärmeverluste zu einer Verminderung des Druckes, die um so größer sind, je länger die Durchbrennzeit ist. Außerdem liegt nicht überall ein stöchiometrisches Gasgemisch vor, so daß in Bereichen die Verbrennung langsamer abläuft oder nicht stattfindet.

Eine Steigerung des Ausgangsdruckes um den Faktor 3,5 scheint realistisch zu sein, was in einem Erwartungswert für den bei einer Verbrennung auftretenden



Spitzendruck von ca. 15 bar resultiert.

Aufgrund von Unsicherheiten in der Beschreibung des Verbrennungsvorganges und in der Vorhersage des Zündzeitpunktes mit dem an den Zeitpunkt gekoppelten Ausgangsdruck der Verbrennung ist der Spitzendruck selbst mit großen Unsicherheiten behaftet. Geringfügig günstigere Werte, die sich nach neueren Experimenten andeuten, würden das Problem eines Überdruckversagens des Reaktorschutzgebäudes erheblich mindern.

Da der Verbrennungsvorgang relativ lange dauert und der Spitzendruck über Sekunden ansteht, kann von einer statischen Beanspruchung des Reaktorschutzgebäudes ausgegangen werden. Die Grenztragfähigkeit des Gebäudes wird dabei allein durch die Tragwirkung des Spannstahls, der schlaffen Bewehrung und der Stahlauskleidung bestimmt. Dabei stellen die Durchführungen keine Schwachstellen dar. Legt man die Festigkeiten der verwendeten Stähle mit ihren Verteilungen zugrunde, so ergibt sich für die Grenztragfähigkeit des Reaktorschutzgebäudes eine Normalverteilung mit einem Mittelwert von 14,3 bar und einer Standardabweichung von 0,38 bar. Bis zum Versagen des Gebäudes ist die Dichtigkeit der Stahlauskleidung gewährleistet.

Vergleicht man den erwarteten Spitzendruck von ca. 15 bar mit der Beanspruchbarkeit des Reaktorschutzgebäudes, so wäre deterministisch von einem Versagen des Gebäudes auszugehen. Bei Überlagerung der Verteilungen für den Spitzendruck und für die Beanspruchbarkeit ergibt sich eine Versagenswahrscheinlichkeit für das Reaktorschutzgebäude von 50 %. Von diesem Wert wird in der Studie ausgegangen.

Wird das Reaktorschutzgebäude durch die Verbrennung zerstört, so fällt der Druck auf Umgebungsdruck ab (Bild 4-15) und die Leckage aus dem Gebäude hängt von der Ausströmrate der Betonzersetzungsprodukte aus dem Reaktordruckbehälter ab. Dabei kann nicht mehr mit einem begrenzten Leckquerschnitt gerechnet werden.

Hält das Reaktorschutzgebäude dagegen der Belastung aus der Gasverbrennung stand, fällt der Druck infolge der hohen Wärmeverluste wieder ab und steigt danach aufgrund der weiter aus dem Reaktordruckbehälter ausströmenden Betonzersetzungsprodukte wieder an. Bei diesem stetigen Druckanstieg stellt sich etwa 130 Stunden nach Störfallbeginn eine Temperatur von etwa 70 °C ein. Werden die Kurven extrapoliert, so erreicht man die Versagensgrenze des Reaktorschutzgebäudes erneut nach etwa 460 Stunden durch Ansammlung nichtkondensierbarer Gase.

Bei Kernaufheizunfällen mit einem Weiterbetrieb der Linerkühlung sind zwei Fälle zu unterscheiden.

Bleibt die Linerkühlung über den ganzen Störfallzeitraum intakt, wie in Kapitel 4.3.2.4 beschrieben, dann ist mit Folgeschäden am Reaktorschutzgebäude nicht zu rechnen, da keine Betonersetzung im Reaktordruckbehälter stattfindet und die Temperaturbeanspruchung allein keine Schädigung der Stahlauskleidung des Reaktorschutzgebäudes bewirkt.

In den Fällen, in denen die Linerkühlung durch Kühlwasserverdampfung etwa 95 Stunden nach Störfallbeginn ausfällt, kann das Reaktorschutzgebäude - wie bei den Fällen ohne Linerkühlung - durch Verbrennung oder durch Ansammlung nichtkondensierbarer Gase zerstört werden. Bezüglich der Verbrennung ergibt sich dabei eine zeitliche Verschiebung des Zündzeitpunktes auf 170 Stunden. Bei der Gasansammlung wurde ein Versagenszeitpunkt von 530 Stunden nach Störfallbeginn ermittelt. Im übrigen gelten die zur unverzögerten Kernaufheizung ohne Linerkühlung gemachten Ausführungen.

Unfallabläufe mit Vorkühlung unterscheiden sich von der unverzögerten Kernaufheizung mit Linerkühlung nicht grundlegend. Durch die Vorkühlung ergibt sich lediglich eine zeitliche Verschiebung im Unfallablauf. So wird der mittlere Zündzeitpunkt in diesem Fall erst nach etwa 180 Stunden erreicht. Bei Gasansammlung überschreitet der Druck im Reaktorschutzgebäude den Versagensdruck erst nach etwa 545 Stunden. Ansonsten lassen sich die beiden Fälle der unverzögerten und verzögerten Kernaufheizung, jeweils mit Linerkühlung, analog behandeln.

#### 4.3.4 FREISETZUNGSKATEGORIEN

Aus der Vielzahl der Ereignisketten, die zu einer Kernaufheizung führen, lassen sich solche finden, deren Verlauf typisch ist für eine Reihe anderer Fälle. Auswahlkriterien sind hierbei die Merkmale für die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Kernkraftwerk in die Umgebung. Voraussetzung für eine sinnvolle Zusammenfassung derartiger Ereignisketten in Gruppen, den sogenannten Freisetzungskategorien, sind ähnliche zeitliche Abläufe physikalischer und chemischer Vorgänge, die Einfluß auf die radiologische Freisetzung haben. Durch die Bildung der Freisetzungskategorien wird eine bessere Übersicht über die Gesamtheit der Unfälle, die zur Kernaufheizung führen, gewährleistet. Gleichzeitig kann damit der Aufwand für die Untersuchungen sinnvoll reduziert werden, da nur eine beschränkte Anzahl von Freisetzungskategorien analysiert

werden muß. In der vorliegenden Studie werden konservativ die Ereignisketten repräsentativ für die Freisetzungskategorie untersucht, die den maximalen Schaden erwarten lassen.

Die so gebildeten Freisetzungskategorien gibt Tabelle 4-1 wieder.

Kategorie	Ereignisketten	A b l a u f					Rückhaltung Spaltprodukte	
		Vorkühlung	Druckentlastung	Linerkühlung	Beginn Betonzersetzung	Undichtigkeit Reaktorschutzgebäude	im Reaktordruckbehälter	im Reaktorschutzgebäude
KA-1	NBC <sub>1</sub> D	nein	5,5 h	nein	40 h	kein Abschluß	schlecht	schlecht
KA-2	HvBCD	ja	11 h	105 h	115 h	kein Abschluß	schlecht	schlecht
	HsBCD	nein	5,5 h	95 h	105 h			
	NBC <sub>2</sub> D	nein	5,5 h	95 h	105 h			
KA-3	HvBD	ja	11 h	immer	keine	kein Abschluß	gut	schlecht
	HsBD	nein	5,5 h					
	NBD	nein	5,5 h					
KA-4	NBC <sub>1</sub> V	nein	5,5 h	nein	40 h	110 h durch Gasverbrennung	schlecht	mäßig-schlecht
KA-5	HvBCV	ja	11 h	105 h	115 h	180 h	schlecht	mäßig-gut
	HsBCV	nein	5,5 h	95 h	105 h	170 h		
	NBC <sub>2</sub> V	nein	5,5 h	95 h	105 h	170 h durch Gasverbrennung		
KA-6	NBC <sub>1</sub> G	nein	5,5 h	nein	40 h	460 h durch Gasansammlung	schlecht	gut
KA-7	HvBCG	ja	11 h	105 h	115 h	540 h	schlecht	gut
	HsBCG	nein	5,5 h	95 h	105 h	530 h		
	NBC <sub>2</sub> G	nein	5,5 h	95 h	105 h	530 h durch Gasansammlung		
KA-8	HvB	ja	11 h	immer	keine	geringe Leckage	gut	sehr gut
	HsB	nein	5,5 h					
	NB	nein	5,5 h					

Tabelle 4-1: Definition von Freisetzungskategorien für Kernaufheizunfälle

Die Kategorien KA-1, KA-2 und KA-3 enthalten Ereignisketten, bei denen der Reaktorschutzgebäudeabschluß nach Anforderung versagt. Die aus dem Reaktordruckbehälter ausströmenden Spaltprodukte gelangen nach einer durch das große Volumen des Reaktorschutzgebäudes bestimmten Verzögerungszeit unmittelbar in die Umgebung. Hinsichtlich des Verhaltens des Primärkreislaufes unterscheiden sich diese drei Kategorien in der Betriebszeit des Liner Kühlsystems.

Die Kategorien KA-4 und KA-5 beinhalten Ereignisketten, bei denen die Dichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes durch Gasverbrennung verlorengeht, wobei der Versagenszeitpunkt des Gebäudes vom Beginn der Betonzersetzung und damit von der Liner kühlung abhängt.

Die Kategorien KA-6 und KA-7 enthalten Ereignisketten, bei denen entweder die Zündung der Reaktorschutzgebäudeatmosphäre vermieden wird oder deren Abbrennen nicht zur Zerstörung des Gebäudes führt. Der Verlust der Dichtigkeit des Gebäudes wird durch den Druckanstieg infolge der Ansammlung nichtkondensierbarer Gase hervorgerufen. Auch hier hängt der Versagenszeitpunkt vom Betrieb des Linerkühlsystems ab.

Die Kategorie KA-8 schließlich beinhaltet Ereignisketten, bei denen das Linerkühlsystem nicht als Folge des Störfalles versagt, sondern weiterbetrieben wird und somit keine Betonersetzung verbunden mit der Produktion brennbarer Gase stattfindet, so daß das Reaktorschutzgebäude nicht beschädigt wird. Die Freisetzung der Spaltprodukte erfolgt lediglich durch die Leckage des Gebäudes, so daß dessen Rückhalteeigenschaften als sehr gut bezeichnet werden können.

#### 4.3.5 FREISETZUNG RADIOAKTIVER SPALTPRODUKTE

Die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte läßt sich wegen grundlegend verschiedener Mechanismen in zwei Phasen einteilen, nämlich in die Freisetzung aus dem Reaktordruckbehälter ins Reaktorschutzgebäude und in eine Freisetzungsphase aus dem Reaktorschutzgebäude in die Umgebung. Gekoppelt sind diese Vorgänge über die Ausströmraten aus dem Reaktordruckbehälter.

##### 4.3.5.1 Freisetzung aus dem Primärkreislauf

Die Freisetzung der während des Reaktorbetriebes entstandenen Spaltprodukte aus dem Reaktordruckbehälter wird bestimmt durch eine Reihe physikalischer Effekte, deren Auftreten wiederum vom Unfallablauf abhängt.

Mit steigenden Brennelement-Temperaturen beginnt ab etwa 1400 °C ein Teil der Spaltprodukte, insbesondere Cäsium, aus den Brennelementpartikeln in den umgebenden Matrixgraphit zu diffundieren. Edelgase, Jod und ähnlich flüchtige Spaltprodukte werden erst mit Einsetzen des Partikelversagens nach etwa 5 Stunden aus den Brennstoffpartikeln in größeren Mengen freigesetzt und gelangen wegen ihrer großen Flüchtigkeit sofort ins Kühlgas, wo sie auch verbleiben.

Die Abhängigkeit des Partikelversagens von der Bestrahlungszeit und der Temperatur ist in Bild 4-16 für karbidische BISO-Partikel dargestellt. Nach etwa 25 Stunden sind alle Partikel (auch TRISO) zerstört. Das angegebene Modell

ist als konservativ zu betrachten, da neuere Untersuchungen auf höhere Versagenstemperaturen hindeuten, die in dieser Studie nicht mehr berücksichtigt

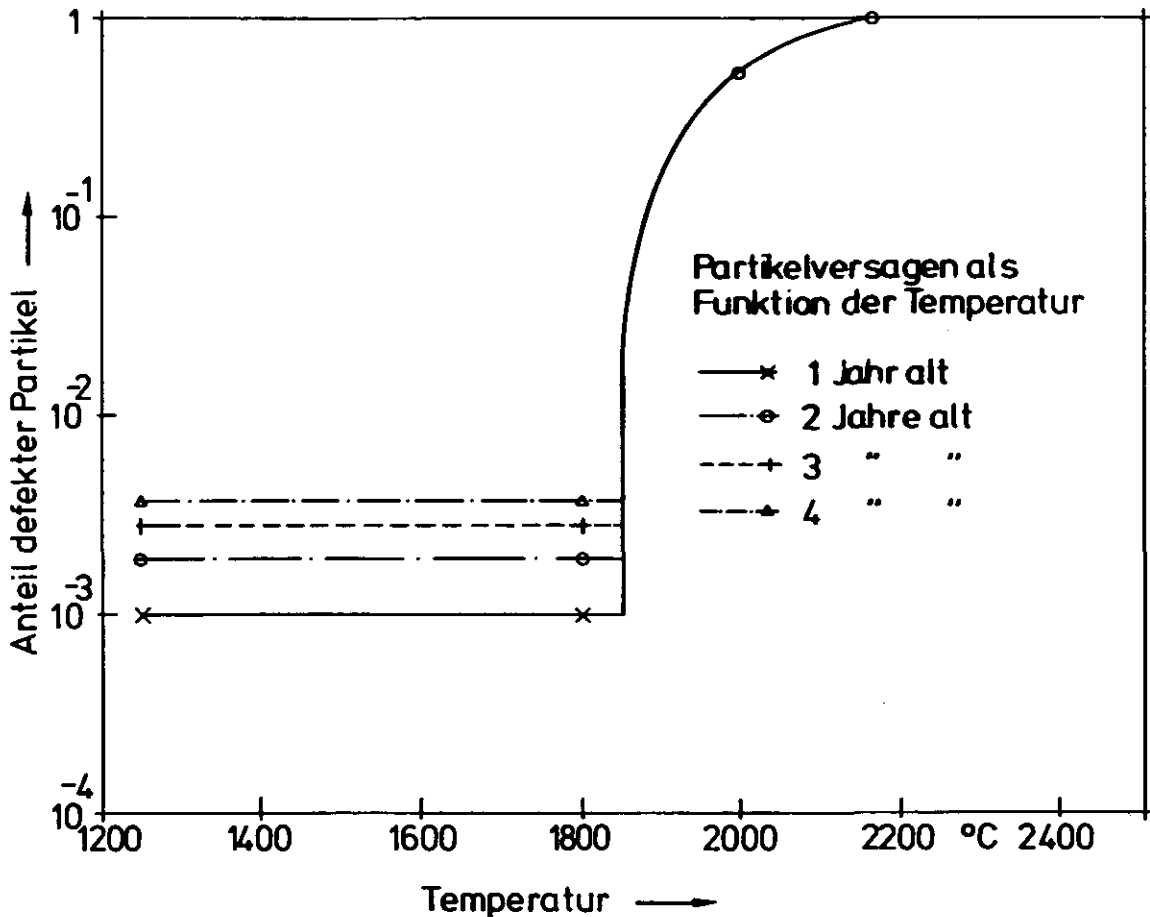


Bild 4-16: Partikelversagen als Funktion der Temperatur in Abhängigkeit vom Abbrand

Die metallischen, weniger flüchtigen Spaltprodukte Cäsium und Strontium diffundieren durch den Graphit bis in das Kühlgas, mit dem sie konvektiv in die Reflektorbereiche transportiert werden. Sie werden dort zum großen Teil durch Adsorption an und Diffusion in den Graphit zeitweise zurückgehalten.

Da auch die Reflektor-Temperaturen sehr rasch 1000 °C erreichen, ist eine frühe Freisetzung metallischer Spaltprodukte über Metall-Jod-Verbindungen nicht möglich.

Alle im Kühlgas verbleibenden Spaltprodukte werden bei dessen Ausströmen in das Reaktorschutzgebäude mit freigesetzt.

Schwer flüchtige Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte werden weitgehend im Brennelementgraphit zurückgehalten. In Tabelle 4-2 sind die Nuklide mit ähnlichen Freisetzungseigenschaften aus den Brennelementen in drei Gruppen zu-

sammengefaßt. Für die Freisetzungsrechnungen sind dabei nur die ersten beiden Gruppen von Bedeutung, da die Nuklide der dritten Gruppe nicht aus den Brennelementen entweichen.

Gruppe	Merkmal	Element
I	Keine Verzögerung im Graphit	Kr, Xe, J, Te, Br, Se, As
II	Geringe Verzögerung im Graphit	Sr, Cs, Ba, Rb, Sm, Eu, Sb, La, Pr, Nb, Nd, Ce, Y, Rh, Pm
III	Weitgehende Rückhaltung im Graphit	Ru, Mo, Tc, Zr, Pa, Pu, Th, U, Np, Am, Cm

Tabelle 4-2 : Freisetzungsgruppen

In Bild 4-17 sind für die beiden Spaltproduktgruppen die mit SORS ermittelten kumulierten Freisetzungen aus dem Reaktorkern dargestellt. Der radioaktive Zerfall bzw. Aufbau ist dabei berücksichtigt.

Nach der Freisetzung aus dem Reaktorkern können die Spaltprodukte durch Kondensation oder Adsorption in kälteren Teilen des Primärkreislaufs zurückgehalten werden.

Untersuchungen mit dem Rechenprogramm PADLOC zeigen jedoch, daß sich Jod nicht ablagert. Die Vorgänge bei der Rückhaltung metallischer Spaltprodukte sind nicht genau bekannt. Aufgrund der vorliegenden Informationen ist jedoch davon auszugehen, daß diese nicht vollständig aus dem Primärkreislauf entweichen.

Experimente, die relativ niedrige Entweichanteile für Strontium angeben, sind auf Kernaufheizunfälle mit sehr hohen Temperaturen und langen Freisetzungszeiten nicht direkt anwendbar, da sie die hierfür benötigten Temperaturbereiche nicht erfassen. Das gleiche gilt für den Windscale-Unfall, der in der AIPA-Studie für die Ermittlung der relativen Entweichanteile herangezogen wurde.

Daneben stehen für die Bestimmung der Entweichanteile noch verschiedene theoretische Modelle zur Verfügung. Das eine geht davon aus, daß ein Teil der schwerer flüchtigen Spaltprodukte durch irreversible Prozesse im Graphit zurückgehalten werden. Die nach diesem Modell ermittelten Entweichanteile liegen in der gleichen Größenordnung wie die experimentell bestimmten.

Basis für ein zweites Modell ist eine mechanistische Betrachtungsweise. Es geht davon aus, daß sich durch die Reaktion des bei der Betonzersetzung freierwirdenden Wasserdampfes mit den metallischen Spaltprodukten Aerosole bilden, die zu einem Teil mit dem Kühlgas aus dem Reaktordruckbehälter getragen werden und zum anderen Teil über den Bypass in die kälteren Seitenkavernen der Dampferzeuger bzw. der Hilfswärmetauscher gelangen, wo sie je nach Flüchtigkeit ganz oder teilweise zurückgehalten werden. Diese Betrachtungsweise liefert eine obere Abschätzung für die Freisetzung aus dem Primärkreislauf.

Aus diesen zur Verfügung stehenden Informationen wurden die in Tabelle 4-3 angegebenen Mittelwerte der Entweichanteile für die verschiedenen Spaltprodukte als Basis für die Untersuchungen festgelegt, während die sich ergebenden Streuungen in den Unsicherheiten erfaßt wurden.

ENTWEICHANTEILE		
Element	gute Rückhaltung	schlechte Rückhaltung
Jod	0,3	1,0
Tellur	0,06	0,2
Cäsium	0,06	0,6
Strontium	0,005	0,2
Krypton	0,3	1,0
Xenon	0,3	1,0

Tabelle 4-3: Entweichanteile der Spaltprodukte aus dem Primärkreislauf bei Kernaufheizung

Die in der Spalte für 'schlechte Rückhaltung' angegebenen Werte gelten für alle Ereignisketten, in denen eine Betonzersetzung stattfindet. Die Werte in der Spalte 'gute Rückhaltung' erfassen alle Effekte, die sich aus dem Betrieb der Liner Kühlung ergeben, wie z.B. niedrigere Ausströmraten aus dem Reaktordruckbehälter.

Unverzögerte Kernaufheizung mit spontanem Ausfall  
der Liner Kühlung. Freisetzung gasförmiger und leicht-  
flüchtiger Spaltprodukte aus dem Reaktorkern

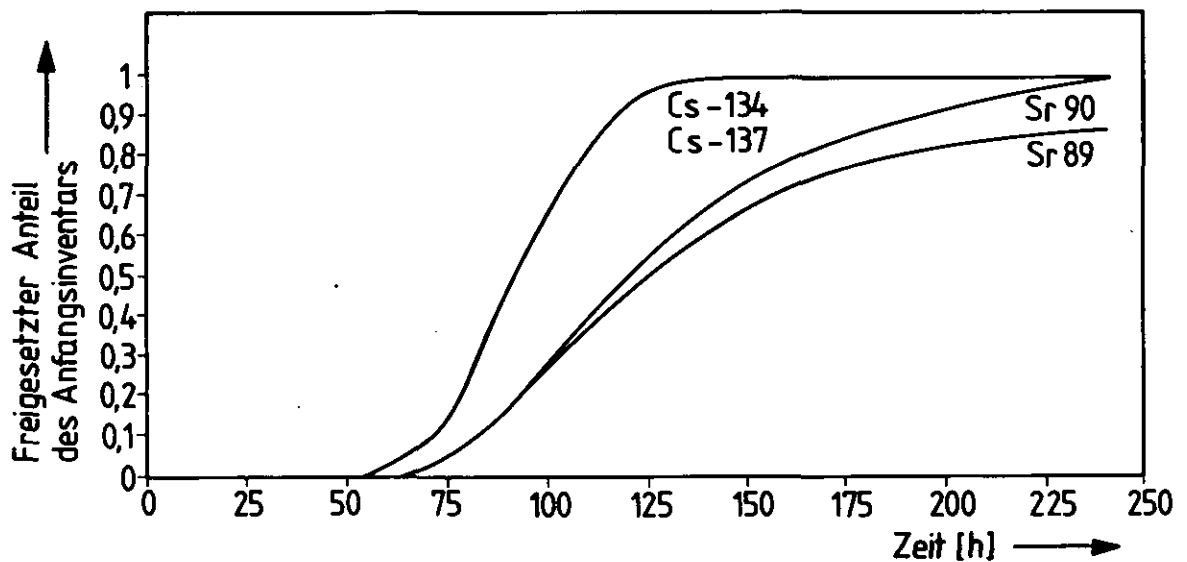
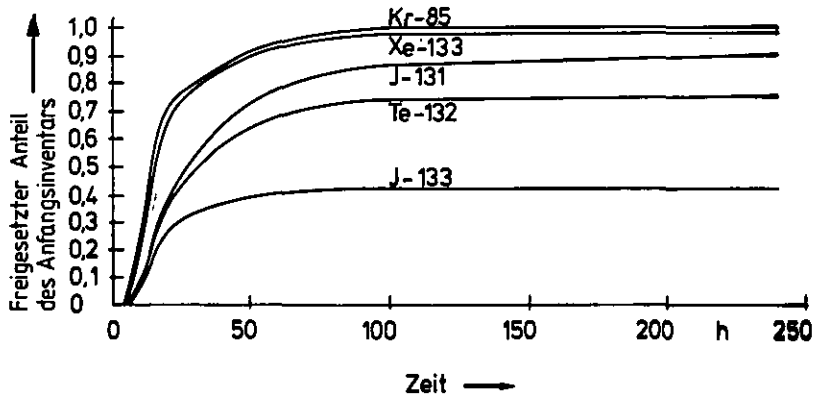


Bild 4-17: Freisetzung gasförmiger und leichtflüchtiger Spaltprodukte aus dem Reaktorkern bei unverzügter Kernaufheizung mit spontanem Ausfall der Liner Kühlung.



Treibende Kraft für die Freisetzung der Spaltprodukte ist der Massenstrom aus dem Reaktordruckbehälter. Bild 4-18 zeigt die kumulierten Mengen als Funktion der Zeit für die unverzögerte Kernaufheizung. Deutlich lassen sich drei Phasen unterscheiden.

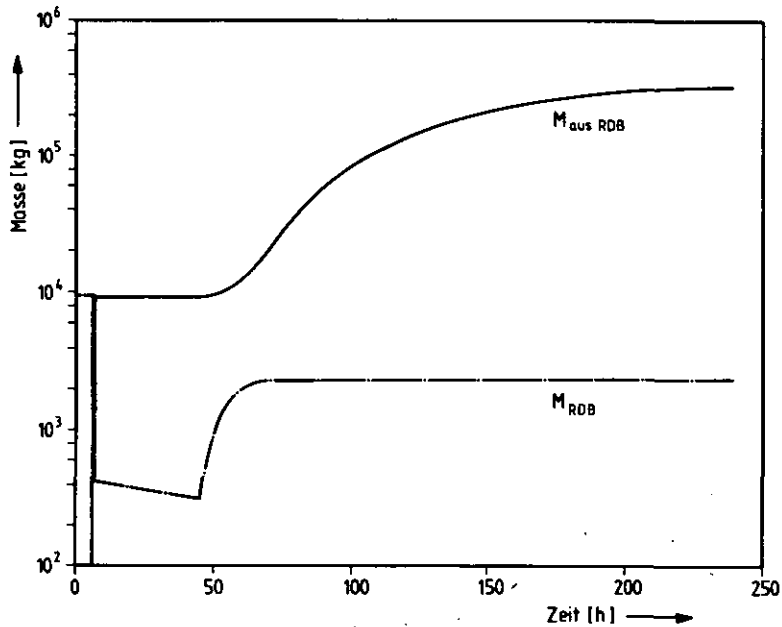


Bild 4-18: Zeitlicher Verlauf der aus dem Reaktordruckbehälter strömenden Gasmassen

Die Freisetzung beginnt mit der Druckentlastung des Reaktordruckbehälters auf Ausgleichsdruck mit dem Reaktorschutzgebäude nach etwa 5,5 Stunden. Dabei werden die in Tabelle 4-4 angegebenen Anteile des Spaltproduktinventars des Reaktorkerns im Reaktorschutzgebäude freigesetzt.

ELEMENT	FREISETZUNG AUS DEM RDB BEI DRUCKENTLASTUNG
Jod	$4,2 \cdot 10^{-5}$
Tellur	$4,2 \cdot 10^{-5}$
Cäsium	-
Strontium	-
Krypton	$6,5 \cdot 10^{-5}$
Xenon	$2,5 \cdot 10^{-5}$

Tabelle 4-4: Bei der Druckentlastung des RDB freigesetzter Anteil der Spaltprodukte

Nach der Druckentlastung heizt sich das Kühlgas auf, wodurch infolge Volumenausdehnung bis 50 Stunden noch etwa 1/4 des restlichen Kühlmittelinhaltes aus dem Reaktordruckbehälter strömt.

Nach dieser Zeit beginnt die massive Betonzersetzung. Die dadurch erzeugten Gase bewirken, daß etwa einmal pro Stunde das Volumen des Reaktordruckbehälters in das Reaktorschutzgebäude ausströmt.

Zur Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung aus dem Primärkreislauf sind die sich bei den jeweiligen Unfällen ergebenden Freisetzungen aus den Brennelementen mit den jeweils gültigen Entweichfaktoren zu multiplizieren. Der Massentransport durch das Ausströmen der Primärkreislaufatmosphäre ist jeweils darin enthalten.

#### 4.3.5.2 Freisetzung aus dem Reaktorschutzgebäude

Passive Abscheideprozesse und radioaktiver Zerfall im Reaktorschutzgebäude reduzieren die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung. Das Spaltproduktverhalten im Reaktorschutzgebäude und die Freisetzung in die Umgebung wurden mit dem im Rahmen der Deutschen Risikostudie modifizierten CORRAL II-Programm berechnet. Als Ergebnis erhält man für die relevanten Nuklidgruppen die Anteile des Kerninventars, die sich in der Atmosphäre der einzelnen Bereiche und kumuliert außerhalb des Reaktorschutzgebäudes als Funktion der Zeit nach Eintritt des auslösenden Ereignisses befinden.

Entsprechend den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Freisetzungsphasen unterschiedliche Bruchteile des Kerninventars freigesetzt. Dabei lassen sich die einzelnen Elemente entsprechend ihrem Freisetzungsverhalten in 7 Gruppen einteilen:

- Edelgase (Kr-Xe)
- Halogene (J-Br)
- Alkalimetalle (Cs-Rb)
- Tellur-Gruppe (Te-Sb)
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr)
- Edelmetalle (Ru)
- Schwerflüchtige Metalloxide (La)

Entsprechend ihrem Ablagerungsverhalten im Reaktorschutzgebäude kann man die Spaltprodukte in die Gruppen Edelgase, Methyljodid, elementares Jod und Aerosole unterteilen.

Bei den Edelgasen und Methyljodid (1 % des Jods) sind Abscheideprozesse vernachlässigbar. Elementares Jod wird aufgrund des Temperaturgefälles zwischen der Luft und den Strukturen des Sicherheitsbehälters durch natürliche Konvektion und Diffusion zu den Wänden und Oberflächen transportiert, wo es bis auf 1 % des freigesetzten Inventars abgeschieden wird. Als Ablagerungsmechanismus für Aerosole berücksichtigt das Programm die Ablagerung aufgrund der Schwerkraft (Sedimentation).

Ablagerung aufgrund turbulenter Diffusion, Thermophorese und Kondensation werden demgegenüber vernachlässigt. Maßgebende Parameter für die Abbauraten sind u.a. der Durchmesser und die Dicke der Partikel sowie das Verhältnis von Oberfläche zu Volumen im Reaktorschutzgebäude. Als Partikeldurchmesser wurde ein konstanter Wert von  $5 \cdot 10^{-6}$  m angenommen, der sich durch Koagulation von kleineren Aerosolen erklären läßt. Für die Partikeldichte wurde ein Wert von  $2,5 \text{ g/cm}^3$  abgeschätzt. Die Bildung von Wassertröpfchen spielt bei den hier behandelten Ereignisabläufen keine Rolle, da die Atmosphäre im Reaktorschutzgebäude untersättigt ist (relative Feuchte ca. 80 %). Die getroffenen Annahmen und benutzten Schätzwerte sind als derzeit beste Näherung zu interpretieren und bedürfen einer experimentellen Bestätigung.

Aus dem Reaktorschutzgebäude gelangen die Spaltprodukte aufgrund unterschiedlich großer Leckagen in die Umgebung. Hierfür sind die in Tabelle 4-5 angegebenen Phasen zu unterscheiden, deren Dauer vom jeweiligen Unfallablauf bzw. vom zu betrachtenden Fall abhängt.

PHASE bzw. FALL	AUSSTRÖMRATE AUS REAKTORSCHUTZGEBÄUDE
kein RSG-Abschluß	entsprechend Ausströmrates aus dem Reaktordruckbehälter
dichtes RSG (Druck unter Auslegungswert)	0.2 % / d
dichtes RSG mit erhöhter Leckage nach Wassergasverbrennung	1 % / d
RSG-Überdruckversagen	entsprechend Druckverhältnis vor und nach dem Versagen
nach RSG-Überdruckversagen	200 % / h

Tabelle 4-5: Leckagen aus dem Reaktorschutzgebäude (RSG)

Bei offenem Reaktorschutzgebäude infolge eines Abschlußversagens oder eines Überdruckversagens ist die Ausströmrates der Reaktorschutzgebäudeatmosphäre gleich der Einströmrates. Hier wirkt das Gebäude lediglich als Puffervolumen. Es wird nicht unterstellt, daß abgelagerte Spaltprodukte, bedingt durch das Versagen des Reaktorschutzgebäudes, wieder in die Atmosphäre übertreten.

Die Leckage bei dichtem Reaktorschutzgebäude entspricht der auf den jeweiligen Druck bezogenen Auslegungsleckage. Beim Versagen des Reaktorschutzgebäudes wird der Anteil der Atmosphäre aus dem Gebäude ausströmen, der der Druckabsenkung auf Umgebungsdruck entspricht. Für den weiteren Ablauf wird unterstellt, daß sich ein konvektiver Austauschstrom mit der Umgebung einstellt.

Für das Beispiel der unverzögerten Kernaufheizung mit spontanem Ausfall der Liner Kühlung werden die Ergebnisse der Freisetzungsrechnungen im folgenden dargestellt. Dabei wird der Einfluß der unterschiedlichen Versagensarten des Reaktorschutzgebäudes aufgezeigt.

Für die Freisetzungskategorie KA-1 sind die kumulierten Freisetzen der verschiedenen Nuklide in Bild 4-19 dargestellt. In dieser Kategorie ist das Reaktorschutzgebäude von Beginn an nicht abgeschlossen. Nach 5,5 Stunden erfolgt die Druckentlastung des Reaktordruckbehälters, wobei die zu diesem Zeitpunkt im Kühlgas befindlichen Spaltprodukte in das Reaktorschutzgebäude

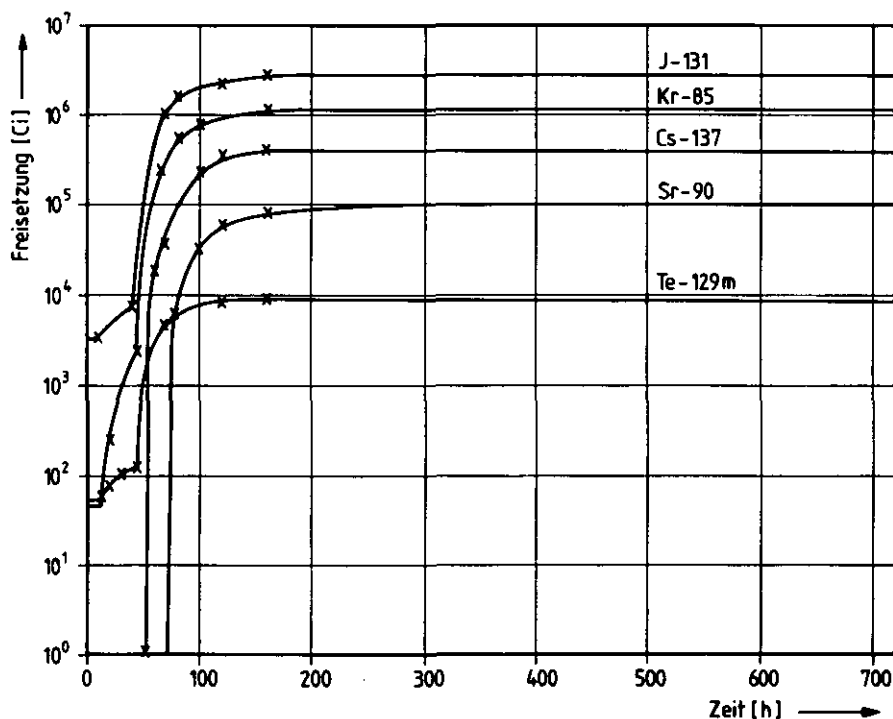


Bild 4-19: Kumulierte Spaltproduktfreisetzung

Kernaufheizkategorie KA-1 mit Ausbleiben des Gebäudeabschlusses

und unter Berücksichtigung der Pufferwirkung des Gebäudes in die Umgebung freigesetzt werden. Die weitere Freisetzung beginnt dann im wesentlichen erst nach etwa 45 Stunden, wenn durch die massive Betonzersetzung Gase produziert werden, die durch den Ausströmvorgang die Spaltprodukte kontinuierlich in die Umgebung transportieren.

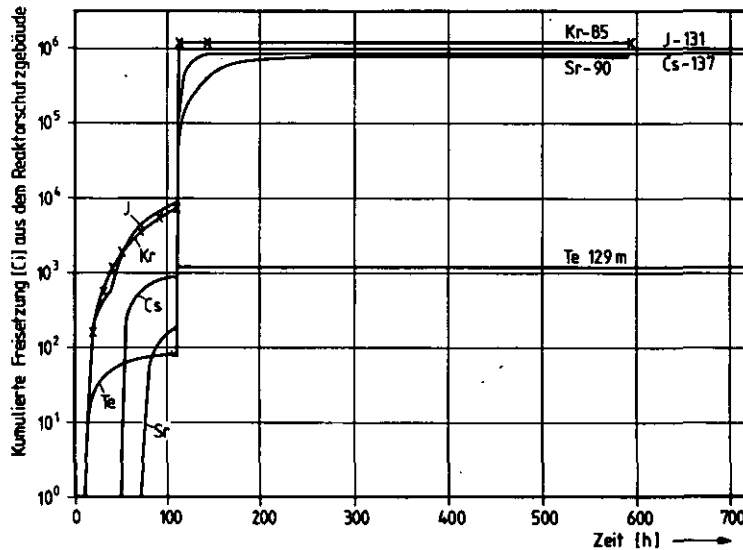


Bild 4-20: Kumulierte Spaltproduktfreisetzung

Kernaufheizkategorie KA-4 mit Überdruckversagen des Reaktorschutzbauwerkes nach 110 Stunden

Für die Freisetzungskategorie KA-4 sind die Ergebnisse in Bild 4-20 wiedergegeben. Zunächst gelangt nur ein geringer Teil der Spaltprodukte durch Leckage in die Umgebung; mit dem Überdruckversagen des Reaktorschutzbauwerkes wird

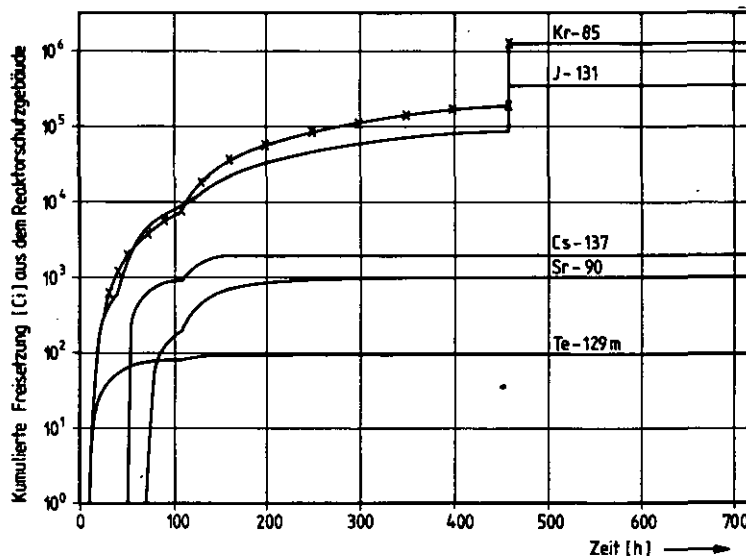


Bild 4-21: Kumulierte Spaltproduktfreisetzung

Kernaufheizkategorie KA-6 mit Überdruckversagen nach 460 Stunden

dann der größte Teil freigesetzt. Der weitere Anstieg der kumulierten Freisetzung für Cäsium und vor allem für Strontium ist die Folge der zu diesem Versagenszeitpunkt des Reaktorschutzgebäudes noch nicht beendeten Freisetzung aus dem Reaktorkern.

Bei spätem Versagen infolge Gasansammlung (Bild 4-21) erfolgt die Freisetzung nur über Leckage, die für die Phasen vor und nach dem Abbrennen des zündfähigen Gemisches unterschiedlich ist. Beim Versagen werden der Rest der gasförmigen Spaltprodukte und ein Teil des Jods noch freigesetzt, während sich die Aerosole und der andere Teil des Jods abgelagert haben.

#### 4.3.6 ERGEBNISSE FÜR DIE FREISETZUNGSKATEGORIEN

Die zu erwartenden Spaltproduktfreisetzungen in die Umgebung sind für insgesamt acht Freisetzungskategorien berechnet worden. Tabelle 4-6 enthält die

FREISETZUNGSKATEGORIEN		Häufigkeit pro Reaktor-Jahr (Unsicherheitsfaktor)	nach Stunden	Kumulierte Freisetzungen in Curie					
KA	Ereignisketten Nr.			Kr-Xe	J	Te-Sb	Sr89-Bo	Sr 90	Cs
1	Kernaufheizung Betonzersetzung Kein RSG-Abschluß	$10^{-7}$ (19) NBC <sub>1</sub> D 100%	6 14 70 720	$2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$ $5 \cdot 10^7$ $10^8$	$2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$ $3 \cdot 10^6$ $4 \cdot 10^6$	$4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^5$ $10^6$	- - $7 \cdot 10^4$ $5 \cdot 10^6$	- - $2 \cdot 10^3$ $10^5$	- - $2 \cdot 10^4$ $10^6$
2	Kernaufheizung Verzögerte Betonzersetzung Kein RSG-Abschluß	$2 \cdot 10^{-7}$ (11) H <sub>2</sub> BCD 34% H <sub>2</sub> BCD 22% NBC <sub>2</sub> D 44%	8 14 120 720	$2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^7$ $10^8$	$2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$ $10^6$ $10^6$	$4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^3$ $2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$	- - $6 \cdot 10^5$ $10^6$	- - $3 \cdot 10^4$ $7 \cdot 10^4$	- - $2 \cdot 10^5$ $3 \cdot 10^5$
3	Kernaufheizung Keine Betonzersetzung Kein RSG-Abschluß	$5 \cdot 10^{-7}$ (6) H <sub>2</sub> BD 36% H <sub>2</sub> BD 24% NBD 40%	8 14 120 720	$2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$ $10^7$ $3 \cdot 10^7$	$2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$ $3 \cdot 10^5$ $3 \cdot 10^5$	$4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^3$	- - $2 \cdot 10^4$ $5 \cdot 10^4$	- - $10^3$ $2 \cdot 10^3$	- - $4 \cdot 10^4$ $6 \cdot 10^4$
4	Kernaufheizung Betonzersetzung RSG-Versagen (Gasverbrennung)	$10^{-6}$ (38) NBC <sub>1</sub> V 100%	14 110 720	20 $10^8$ $10^8$	6 $10^6$ $10^6$	- $7 \cdot 10^4$ $7 \cdot 10^4$	- $10^6$ $3 \cdot 10^7$	- $2 \cdot 10^5$ $8 \cdot 10^5$	- $10^6$ $3 \cdot 10^6$
5	Kernaufheizung Verzögerte Betonzersetzung RSG-Versagen (Gasverbrennung)	$7 \cdot 10^{-5}$ (11) H <sub>2</sub> BCV 60% H <sub>2</sub> BCV 30% NBC <sub>2</sub> V 10%	14 170 720	20 $8 \cdot 10^7$ $8 \cdot 10^7$	6 $8 \cdot 10^5$ $8 \cdot 10^5$	- $4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^3$	- $4 \cdot 10^4$ $7 \cdot 10^6$	- $6 \cdot 10^4$ $3 \cdot 10^5$	- $3 \cdot 10^3$ $3 \cdot 10^3$
6	Kernaufheizung Betonzersetzung RSG-Versagen (Gasansammlung)	$5 \cdot 10^{-6}$ (17) NBC <sub>1</sub> G 100%	14 470 720	20 $2 \cdot 10^7$ $2 \cdot 10^7$	6 $3 \cdot 10^5$ $3 \cdot 10^5$	- $4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^3$	- $3 \cdot 10^4$ $3 \cdot 10^4$	- $10^3$ $10^3$	- $6 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^3$
7	Kernaufheizung Verzögerte Betonzersetzung RSG-Versagen (Gasansammlung)	$3 \cdot 10^{-6}$ (10) H <sub>2</sub> BCG 60% H <sub>2</sub> BCG 30% NBC <sub>2</sub> G 10%	14 515 720	20 $2 \cdot 10^7$ $2 \cdot 10^7$	6 $10^4$ $10^4$	- $4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^3$	- $2 \cdot 10^4$ $2 \cdot 10^4$	- $7 \cdot 10^2$ $7 \cdot 10^2$	- $3 \cdot 10^3$ $3 \cdot 10^3$
8	Kernaufheizung Keine Betonzersetzung RSG-Einschluß	$10^{-3}$ (4) H <sub>2</sub> B 60% H <sub>2</sub> B 30% NB 10%	14 260 720	20 $7 \cdot 10^5$ $10^6$	6 $2 \cdot 10^3$ $3 \cdot 10^3$	- $10^3$ $10^3$	- $3 \cdot 10^2$ $3 \cdot 10^2$	- $10^1$ $10^1$	- $3 \cdot 10^2$ $3 \cdot 10^2$
H <sub>2</sub> - und N-Ketten mit spontanem Ausfall des Hauptkühlsystems, H <sub>2</sub> -Ketten mit verzögertem Ausfall, Freisetzungswerte als mittlere Werte, Freisetzungswerte für ungünstigste Ereigniskette jeder Kategorie RSG: Reaktorschutzgebäude									

Tabelle 4-6: Freisetzungskategorien mit zugehörigen Häufigkeiten und zeitabhängigen Freisetzungen für durch Transienten ausgelöste Kernaufheizunfälle (Erwartungswerte für HTR-1160)

Ergebnisse zusammen mit den zugehörigen Freisetzungshäufigkeiten. Die Nuklidgruppen fassen Nuklide mit ähnlicher Wirksamkeit und ähnlichem Freisetzungsverhalten zusammen. Die größten Freisetzungen folgen aus Ereignisketten der Kategorien KA-1 und KA-4. Sie beinhalten die ungünstigsten Unfallbedingungen mit unverzögertem Ausfall der Kühlung, frühestmöglicher Betonersetzung und Ausbleiben des Gebäudeabschlusses oder dem ungünstigsten Zeitpunkt für das Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes.

Die Freisetzungen bei Ereignisketten mit verzögertem Ausfall des Liner Kühlsystems und somit verzögerter Betonersetzung sind in der AIPA-Studie weit niedriger als in dieser Studie. In der AIPA-Studie wird nämlich angenommen, daß bei intakter Energieversorgung - und um solche Fälle handelt es sich hier - die Dampferzeuger wieder bespeist werden, so daß an deren kalten Oberflächen Spaltprodukte kondensieren können. Die Rückhaltung ablagerungsfähiger Spaltprodukte wird durch Öffnen der Hauptgebläse-Absperrventile noch gefördert. Diese Möglichkeit ist in der Analyse für die deutsche Anlage nicht berücksichtigt, da ihr zum einen Reaktorschutzsignale entgegenstehen und zum anderen der Rückhalteeffekt nicht für alle Nuklide belegt ist. Dadurch werden die Entweichanteile der Spaltprodukte aus dem Primärkreislauf höher, was sich auch in einer größeren Freisetzung in die Umgebung niederschlägt.

Bei Freisetzungskategorien ohne Betonersetzung entfällt der durch die Gasproduktion bestimmte Ausströmvorgang, so daß nur noch die Volumenausdehnung des Heliums infolge Erwärmung als treibende Kraft für den Transport der Spaltprodukte aus dem Primärkreislauf ins Reaktorschutzgebäude übrigbleibt. Hierdurch werden die Freisetzungen erheblich vermindert.

Bei Ereignisketten mit spätem Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes nach etwa drei Wochen wird die Aktivitätskonzentration in der Unfallatmosphäre durch radioaktiven Zerfall und - bei ablagerungsfähigen Spaltprodukten - durch Abbauprozesse erheblich reduziert.

#### 4.3.7 UNSICHERHEITEN DER AUSWIRKUNGEN

Die Analysen der Auswirkungen von Kernaufheizunfällen sind mit Unsicherheiten behaftet, die einmal darauf beruhen, daß zur Beschreibung der physikalischen Vorgänge im Rahmen von Rechenmodellen Vereinfachungen notwendig sind, und zum anderen darauf, daß die physikalischen Parameter, welche die Abläufe bestimmen, in den dabei auftretenden Temperaturbereichen nicht ausreichend genau bekannt sind. Während der Einfluß von Vereinfachungen in den Modellannahmen nur durch Abschätzungen und konservative Überlegungen quantifiziert

werden kann, läßt sich bezüglich der Unsicherheiten der physikalischen Parameter ein Modell entwickeln, mit dessen Hilfe deren Einfluß auf die Auswirkungen ermittelt werden kann.

#### 4.3.7.1 Unsicherheiten der Modellannahmen

In den Modellen zur Beschreibung der Vorgänge bei Kernaufheiztransienten wird angenommen, daß im Verlauf des Unfalles die Kerngeometrie weitgehend erhalten bleibt bzw. daß Änderungen der Kerngeometrie die bestimmenden Wärmetransportmechanismen nicht nachteilig beeinflussen. In Wirklichkeit kann die Kerngeometrie jedoch durch verschiedene Mechanismen wesentlich gestört werden.

Bis zur Druckentlastung des Reaktordruckbehälters steigen die Temperaturen nicht so stark an, daß sie die Kernintegrität gefährden würden.

Gegen die Strömungskräfte einer Druckentlastung über das Sicherheitsventil ist der Reaktor ausgelegt, so daß dabei ebenfalls keine Schäden im Primärkreis zu erwarten sind.

Wenn nach der Druckentlastung die Temperaturen so weit ansteigen, daß sie die Versagenstemperaturen der beschichteten Brennstoffpartikel überschreiten, kann es zu einer explosionsartigen Zerstörung eines Teils der karbidischen Partikel kommen. Die daraus resultierende Volumenvergrößerung kann jedoch durch die Kühlkanäle und die auftretenden Kräfte durch die Kernumfassung aufgenommen werden.

Im weiteren Verlauf des Unfalles wird Brennstoff aus den karbidischen Partikeln diffundieren. Dadurch werden die Wärmequellen besser im Reaktorkern verteilt, was zu einem Abbau von Temperaturspitzen führt. Da die Rechenmodelle diesen Mechanismus nicht berücksichtigen, können sie in dieser Hinsicht als konservativ angesehen werden. Eine Brennstoffkompaktierung im unteren Bereich der Brennelemente kann aufgrund der guten Diffusion ausgeschlossen werden.

Bei weiter ansteigenden Temperaturen wird in etwa 5 % des Kernvolumens die Sublimationstemperatur von Graphit erreicht. Dies bedeutet jedoch nicht, daß sich in einem ähnlich großen Bereich die Kernstruktur real ändert, da die Sublimation ein Teil der Nachwärme verbraucht, die dann für die Aufheizung nicht zur Verfügung steht. Daher ist davon auszugehen, daß erheblich kleinere Bereiche



sublimieren, so daß die Kernstruktur als Ganzes erhalten bleibt.

Neben der Erhaltung der Kerngeometrie stellt sich die Frage nach einer möglichen Rekritikalität durch Umverteilung von Brennstoff, Absorbern bzw. Neutronengiften im Verlauf des Unfalles. So könnte sich Brennstoff als Schmelze verdichten und die Reaktivität erhöhen, die Abschaltstäbe könnten nach Schmelzen der metallischen Hüllen einen Teil ihrer Wirksamkeit verlieren und ein Teil der als Neutronengifte wirkenden Spaltprodukte könnte aus dem Kern ausdampfen. Auch durch die Anwesenheit von Wasserdampf, der bei der Betonzersetzung entsteht, wird die Reaktivität erhöht. Die Brennstoffverdichtung kann wegen der guten Diffusion von karbidischem Brennstoff ausgeschlossen werden. Die Abschaltwirkung der Stäbe ist kaum beeinträchtigt, da sie aus relativ stabilem Borkarbid bestehen und auch nach dem Abschmelzen der Hüllen innerhalb des Reaktorkerns verbleiben. Der Effekt des Wasserdampfes ist gering, so daß letztlich nur das Ausdampfen von Neutronengiften eine Rekritikalität bewirken kann. Dieses hat jedoch erst sehr spät Auswirkungen, so daß sich der Verlauf der Transiente nicht wesentlich ändert.

Insgesamt läßt sich feststellen, daß nach heutigem Stand der Kenntnis die Vereinfachungen in den Rechenmodellen zu Ergebnissen führen, die bezüglich der Freisetzungen von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern als konservativ anzusehen sind.

#### 4.3.7.2 Unsicherheiten der Daten

Für die radiologischen Auswirkungen der Kernaufheizunfälle ist untersucht worden, inwieweit sich Unsicherheiten in den Ausgangsdaten auf das Ergebnis auswirken. Hierfür wurde ein vereinfachtes Modell verwendet, welches sich auf die wesentlichen Phänomene der Spaltproduktfreisetzung beschränkt. Dieses Modell beschreibt die Freisetzung der Spaltprodukte aus den Brennelementen, aus dem Reaktordruckbehälter und aus dem Reaktorschutzgebäude mit vereinfachten Annahmen, wobei die Rückhaltemechanismen im Reaktordruckbehälter und das Ablagerungsverhalten im Reaktorschutzgebäude berücksichtigt werden. Der Betrachtungszeitraum wird dabei in verschiedene Phasen unterteilt, in denen für die Spaltproduktfreisetzung konstante Bedingungen angenommen werden. Die Trennstellen dieser Phasen sind

- der Zeitpunkt der Druckentlastung des Primärkreislaufes,

- der Beginn der Betonzerstörung,
- der Zeitpunkt der Gasverbrennung im Reaktorschutzgebäude,
- der Zeitpunkt des Überdruckversagens des Reaktorschutzgebäudes.

Durch diese Vorgehensweise läßt sich die Spaltproduktfreisetzung durch ein System von Differentialgleichungen mit konstanten Koeffizienten beschreiben, das analytisch gelöst werden kann.

Die Parameter, welche in diesem Modell die Abläufe bestimmen und die der Unsicherheitsanalyse zugrunde liegen, sind in Tabelle 4-7 zusammengestellt. Andere Parameter, wie z.B. das Spaltproduktinventar des Reaktorkerns, haben so geringe Streubreiten, daß sie die Streuung der Spaltproduktfreisetzung nicht beeinflussen. Die Unsicherheiten der Versagenstemperaturen der Brennstoffpartikel, der Temperaturverteilung im Reaktorkern und der Diffusion der Spaltprodukte im Brennelementgraphit werden durch die Streuung des Freisetzungszeitpunktes berücksichtigt.

Mit einem Monte-Carlo-Programm werden für die in Tabelle 4-7 genannten Parameter die Zufallsvariablen bestimmt und dann mit Hilfe des vereinfachten Modells die Streuung der Freisetzungen der Spaltprodukte ermittelt.

In Tabelle 4-8 sind die Ergebnisse der Unsicherheitenanalyse für die verschiedenen Freisetzungskategorien und Nuklide zusammengefaßt.

Zeitpunkt der Spaltproduktfreisetzung
Entweichanteil der Spaltprodukte aus dem Reaktordruckbehälter
Leckage aus dem Reaktordruckbehälter vor der Betonzerstörung
Beginn der Betonzerstörung
Betonversagensrate
Volumenstrom durch die Seitenkavernen
Ablagerungskonstante der Spaltprodukte im Reaktorschutzgebäude
Zündzeitpunkt der brennbaren Gase im Reaktorschutzgebäude
Versagensdruck des Reaktorschutzgebäudes
Leckage aus dem Reaktorschutzgebäude vor der Gasverbrennung
Leckage aus dem Reaktorschutzgebäude nach der Gasverbrennung (ohne Zerstörung des Gebäudes)

Tabelle 4-7: Unabhängige Parameter für die Unsicherheitenanalyse der Auswirkungen von Kernaufheizunfällen

Die Unsicherheiten für die Edelgase bewegen sich zwischen 2 und 8, was im wesentlichen durch die Unsicherheit der Aufenthaltszeit im Reaktorschutzgebäude bestimmt wird, da diese Spaltprodukte nur durch den radioaktiven Zerfall abgebaut werden. Die Unsicherheitsfaktoren der anderen Spaltprodukte sind größer, da noch zusätzliche Unsicherheiten bei den Entweichwahrscheinlichkeiten und den Ablagerungsfaktoren hinzukommen. Generell sind die Faktoren in der Kategorie KA-3 besonders hoch. Dies spiegelt die relativ große Unsicherheit in der Ausströmrates aus dem Reaktordruckbehälter und damit auch aus dem offenen Reaktorschutzgebäude wider, während in den anderen Kategorien die Betonzersetzung zu einem vollständigen und schnellen Austreiben der Spaltprodukte aus dem Reaktordruckbehälter führt. Die hohen Faktoren für die schwerer flüchtigen Spaltprodukte in den Kategorien mit späten Reaktorschutzgebäudeversagen (KA-6, KA-7) werden durch die Kombination aus Freisetzungszeit, Ablagerungskonstante und Versagenszeitpunkt bestimmt.

Kategorie	Unsicherheitsfaktoren					
	Kr-Xe	I	Te-Sb	Sr 89-Ba	Sr 90	Cs
KA-1	2	4	6	7	7	5
KA-2	2	4	6	7	7	5
KA-3	8	8	11	16	16	11
KA-4	4	5	8	8	8	5
KA-5	4	5	8	8	8	5
KA-6	5	6	9	16	16	10
KA-7	5	6	9	16	16	10
KA-8	5	5	6	7	7	4

Tabelle 4-8: Ergebnisse der Unsicherheitenanalyse für Kernaufheizunfälle

#### 4.4 ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG

Die gewonnenen Ergebnisse werden als häufigkeitsbewertete Freisetzungswerte für die wichtigsten Nuklidgruppen angegeben ( $C_i$  der Nuklidgruppe  $i$ /Reaktor-Jahr). Als wichtig gelten solche, die aufgrund ihrer Menge und radiologischen Gefährlichkeit erhebliche Anteile an der Strahlenbelastung erwarten lassen. Eine weitergehende Bewertung der Freisetzungswerte und des Zeitmaßstabes setzt umfangreiche Unfallfolgebetrachtungen voraus, die aber vertragsgemäß nicht das Ziel dieser Studie waren. Dementsprechend entfällt auch die für Risikounter-suchungen übliche Form der Ergebnisdarstellung in Schäden pro Zeiteinheit. Bei den Zahlenangaben dieser Studie handelt es sich um Erwartungswerte<sup>+)</sup> , Unsicherheitsfaktoren kennzeichnen die Streubreite der Ergebnisse.

Die Analysen bestätigen den vergleichsweise langsamen Ablauf eines Kernauf-heizunfalles. Je nach Ausgangsbedingung bleiben nach Ausfall des Hauptkühl-systems und Startversagen des Hilfskühlsystems 3 bis 4 Stunden Zeit für Re-paraturmaßnahmen an Kühlsystemen. Zu einer Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Primärkreislauf kommt es in den wichtigsten Fällen frühestens nach 5 Stunden, nachdem der Helium-Druck aufgrund des Temperaturanstieges den An-sprechdruck der Sicherheitsventile überschritten hat und eine Druckentlastung ins Reaktorschutzgebäude folgt.

Die überströmende Spaltprodukt-Aktivität entspricht im wesentlichen einer leicht erhöhten Kühlgasaktivität. Sie liegt für die dabei relevanten leicht-flüchtigen Spaltprodukte, wie Edelgase und Jod, unter einem Promille des je-weiligen Kerninventars; zu größeren Freisetzungen kommt es erst nach weiteren 10 Stunden. Schwerer flüchtige Spaltprodukte, wie Cäsium und Strontium, lagern sich nach temperaturbedingter Freisetzung aus den Brennelementen im zunächst noch relativ kalten Reflektor ab und werden um Tage verzögert in das Reaktor-schutzgebäude freigesetzt. Die Haupteinflußgrößen dieses Zeitmaßstabes sind bei vorgegebener Leistung die Leistungsdichte, die geometrischen Verhältnisse und die Versagenstemperaturen der beschichteten Brennstoffpartikel. Ablage-rungsfähige Spaltprodukte werden zum Teil auch an anderen Stellen im Primär-kreislauf zurückgehalten: die Freisetzungsanteile aus dem Primärkreislauf

---

<sup>+)</sup>  Die in AIPA üblichen Medianwertangaben lassen sich mit Hilfe des Umrechnungs-faktors  $f = \exp ((\ln EF)^2 : 5.4)$  ermitteln; sie liegen um den Umrechnungsfaktor unter den Erwartungswerten. Die 5 % und 95 % Fraktile ergeben sich aus der Division und Multiplikation des Medianwertes mit dem Unsicherheitsfaktor EF.

betragen je nach Freisetzungskategorie bei Strontium-Barium 0.5 bis 20% des Kerninventars, bei Cäsium bis zu 60%. Die ungünstigsten Werte sind für Ereignisketten zu erwarten, in deren Verlauf Wasserdampf in den Primärkreislauf gelangt, der die Spaltprodukte 'austreibt'. Damit ist zu rechnen, wenn das Linerkühlsystem ausfällt und der dann nicht mehr vor hohen Temperaturen geschützte Beton des Reaktordruckbehälters seinen Wasseranteil freisetzt. Dieser Vorgang ist für ein mögliches strukturelles Versagen des Reaktorschutzgebäudes von Bedeutung, da ein Anteil des in den Primärkreislauf gelangten Wasserdampfes und Kohlendioxyds mit dem heißen Reaktorkern-Graphit reagiert und die Folgeprodukte zu brennbaren oder nichtkondensierbaren Gasgemischen im Reaktorschutzgebäude führen. Aus diesen Vorgängen können Innendrucke resultieren, die die Grenztragfähigkeit des Gebäudes überschreiten und es zerstören.

Nach der vorliegenden Analyse bleibt mit einem Anteil von  $\sim 75\%$  an der Gesamthäufigkeit der untersuchten Kernaufheiz-Fälle das Reaktorschutzgebäude intakt, mit einem Anteil von  $\sim 20\%$  versagt es sehr spät ( $> 19$  Tage) infolge zu hoher Drücke nach Ansammlung nicht kondensierbarer Gase, mit einem Anteil von etwa  $4\%$  versagt es nach  $\sim 5$  bis  $7$  Tagen infolge von Verbrennungsvorgängen und mit einem Anteil von weniger als  $1\%$  versagt der Gebäudeabschluß bei Anforderung. Diese Angaben sind stark auslegungsabhängig und mit großen Unsicherheiten behaftet.

Zu den größten Freisetzungen kommt es bei Ereignisketten mit Ausfall des Linerkühlsystems von Beginn an und Ausbleiben des Gebäudeabschlusses (KA-1) oder frühestmöglichem strukturellem Versagen des Reaktorschutzgebäudes nach etwa  $4,5$  Tagen (KA-4). Einleitendes Ereignis ist der 'Notstromfall'. Im weiteren Verlaufe der in diesen Kategorien zusammengefaßten Ereignisketten kann die Stromversorgung der Anlage auch über  $30$  Stunden nicht wiederhergestellt werden, so daß sowohl die Nachwärmeabfuhr-Systeme als auch das Linerkühlsystem nicht betrieben werden können. Die Freisetzungswerte sind Tabelle 4-6 zu entnehmen; die maximalen Freisetzungsanteile langlebiger Isotope ( $T_{1/2} > 2$  Stunden) betragen bei Edelgasen  $33\%$ , bei Jod  $0.5\%$ , bei Strontium  $0.4\%$  und bei Cäsium  $3\%$  der entsprechenden Kerninventare. Die Häufigkeit dieser Ereignisketten liegt bei etwa  $10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr. Dieser relativ hohe Wert spiegelt eine Reihe von Schwächen in der Auslegung der zugrunde gelegten Anlage wieder. Neben der Kategorie KA-4 bedingt vermutlich die Kategorie KA-5 einen der höchsten Risikobeiträge. Es kommt hier zwar infolge des späteren Versagens des Linerkühlsystems erst nach etwa  $6,5$  bis  $7$  Tagen zum Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes und zu einer stärkeren Rückhaltung von Spaltprodukten

im Reaktorschutzgebäude, die Häufigkeit liegt aber um den Faktor 70 höher als in der Kategorie KA-4.

Ereignisketten mit ausbleibendem Gebäudeabschluß sind für mögliche Schäden in der Umgebung von sehr großer Bedeutung, da es schon nach ca. 14 Stunden zu gravierenden Freisetzungen von flüchtigen Spaltprodukten kommt. Die Freisetzungswerte für langlebige ablagerungsfähige Spaltprodukte wie Cäsium und Strontium sind geringfügig niedriger als in der Kategorie KA-4.

Insgesamt lassen die Unfallabläufe, die durch 'Ausfall Hauptkühlsystem' eingeleitet werden, im Vergleich zum 'Notstromfall' die größeren Risikobeiträge erwarten, da die meist um mehr als eine Größenordnung höheren Häufigkeiten nicht durch entsprechend niedrigere Freisetzungen kompensiert werden. Die Unterschiede in den Freisetzungshäufigkeiten sind hauptsächlich die Folge der unterschiedlichen Häufigkeit des jeweils einleitenden Ereignisses. Der Ausfall des Hauptkühlsystems aufgrund mechanischer Komponentenausfälle und eine daraus resultierende Anforderung des Hilfskühlsystems ist mit 0.5 pro Reaktor-Jahr um etwa eine Größenordnung wahrscheinlicher als der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bzw. der Notstromfall.

Die Summenhäufigkeit von Kernaufheizungen ist mit etwa  $10^{-3}$  pro Reaktor-Jahr verhältnismäßig hoch, da zur Nachwärmeabfuhr nur ein Sicherheitssystem zur Verfügung steht. Zwar wäre in vielen Fällen auch das Hauptkühlsystem einsatzbereit, allerdings ist eine Wiederinbetriebnahme auslegungsgemäß ohne Eingriffe ins Reaktorschutzsystem (Aufhebung von Verriegelungskriterien) nur über kurze Zeiträume möglich und trägt so nicht nennenswert zur Steigerung der Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhr-Systeme bei. Die größten Anteile für das Startversagen des Hilfskühlsystems liefern Common- Mode-Ausfälle, die alle Stränge des redundant aufgebauten Systems gleichzeitig betreffen. Ihr Anteil wurde in der Studie pauschal mit 10 % angesetzt. Ließe man ihn unberücksichtigt, wäre die Summenhäufigkeit von Kernaufheiz-Unfällen um mehr als eine Größenordnung kleiner.

Der totale Ausfall der Energieversorgung liefert auch im 'Notstromfall' für die Nichtverfügbarkeit der Hilfskühlsysteme einen relativ geringen Beitrag, da der Ausfall der Batterien oder der Ausfall der Diesel und Nichtwiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung innerhalb einer Stunde als Ursachen sehr unwahrscheinlich sind. Er führt aber zum spontanen Versagen des Linerkühlsystems und zum Ausbleiben des Gebäudeabschlusses mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit.

Die Auslegung wichtiger Systeme und identifizierte Auslegungsschwächen wurden an verschiedenen Stellen im Text bereits erläutert. Die Systemänderungen sind in Tabelle 4-9 im Vergleich zum amerikanischen HTGR-1160 zusammengestellt; ihr Einfluß auf Risikowerte wird aufgezeigt. Die Auflistung verdeutlicht die

Auslegungsmerkmale des HTR-1160 (D, PSH)	Risikogesichtspunkte	Vergleich HTGR-1160 (USA, AIPA)
Haupt- und Reservenetzanschluß.	Geringe Häufigkeit 'Notstromfall'.	
Batteriekapazität für 1 h, Netzurückschaltung und Diesel-Start ohne Batterien nicht vorgesehen.	Beitrag zur Nichtverfügbarkeit wichtiger Systeme durch Batterie-Ausfälle.	Kapazität 4 h, kein begrenzender Faktor (Keine Aussagen zu Batterie-Ausfällen).
Nachwärmeabfuhr mit Hilfskühlsystem vorrangig, nur kurze Vorkühlung mit dem Hauptkühlsystem. Wiederinbetriebnahme Hauptkühlsystem nur bei Heißgastemperaturen $< 426^{\circ}\text{C}$ nicht verriegelt.	Hauptkühlsystem zur Nachwärmeabfuhr meist vernachlässigbar, Startversagen Hilfskühlsystem bestimmende Größe für Kernaufheizung.	Längere Vorkühlung mit Hauptkühlsystem vorrangig (Operateuraktionen), Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems nicht behindert (+).
Hilfskühlsystem (4x50%) kompliziert aufgebaut.	Verfügbarkeit beeinträchtigt durch Common-Mode-Ausfälle	Ähnlich, aber nur 3x50%.
Versagen des Linerkühlsystems durch Überhitzung möglich.	Zersetzung des RDB-Betons und Überdruckversagen des RSG nach Tagen möglich.	Ähnlich.
Auslegung RSG gegen 'Flugzeugabsturz'.	Höherer Versagensdruck, spätere Freisetzung.	Versagensdruck geringer (-).
Keine RSG-Störfallfilter mit ausreichender Kapazität.	Ungünstig für Spaltproduktabbau.	Umluftfilter mit hoher Kapazität (+).
Pneumatische und elektrische Abschlußklappen für RSG-Belüftungssystem.	Hohe Verfügbarkeit bei intakter Stromversorgung, bei Ausfall schließen Klappen nicht.	Pneumatische Klappen (+ bei Totalausfall Stromversorgung).

(+/-: Vor-/Nachteile der amerikanischen Anlage)

Tabelle 4-9 : Auslegungsmerkmale der deutschen und amerikanischen 1160-Anlage. Bedeutung für Risikobeiträge durch Kernaufheizung.

Abhängigkeit der abgeschätzten Häufigkeiten und z.T. auch der Freisetzungswerte von der Auslegung der Anlage. Eine verbesserte Auslegung wichtiger Systeme würde eine erhebliche Reduzierung des Risikos nach sich ziehen. Erfolgversprechend wären:

- . Verbesserte Notstromversorgung durch Vorausplanung manueller Eingriffe zur Netzurückschaltung und zum Diesel-Start ohne Batteriestrom
- . Ertüchtigung des Hauptkühlsystems zur Streckung der Vorkühlphase und zur langfristigen Nachwärmeabfuhr
- . Verringerung der Ausfallwahrscheinlichkeit des Hauptkühlsystems durch verbesserte Hilfsdampfbereitstellung
- . Erhöhung der Verfügbarkeit des Hilfskühlsystems durch Änderungen an einigen Komponenten

- . Ertüchtigung des Linerkühlsystems
- . Ausfallsichere Auslegung aller Klappen des Belüftungssystems für Spannungslosigkeit.

Weiterhin ließe sich durch eine geänderte Auslegung des Sicherheitseinschlusses (Reaktorschutzgebäude) ein Überdruckversagen des Gebäudes innerhalb der ersten Wochen nahezu ausschließen, etwa durch Vermeidung kalzitischer Zuschläge für den Beton des Reaktordruckbehälters und Erhöhung der Grenztragfähigkeit des Reaktorschutzgebäudes. Diese Verbesserungsmöglichkeiten werden in Kapitel 7 vertiefend behandelt.

Obwohl die Analyse nach Möglichkeit von realistischen Annahmen und Daten ausgeht, mußten an einigen Stellen zur Vereinfachung oder zur Abdeckung von Kenntnislücken konservative Annahmen getroffen werden. Sie sind in Tabelle 4-10 aufgeführt und verdeutlichen, daß es sich bei den angegebenen Werten nur um obere Grenzen handeln kann.

Methodische Annahmen	Einfluß auf Risikowerte
Keine Beseitigung identifizierter Auslegungsschwächen während der Analyse.	
. Verzögerte Ausfälle des Hauptkühlsystems unverzögerten Ausfällen gleichgesetzt bei Freisetzungswerten.	Wichtigste Freisetzungskategorien überschätzt.
. Keine frühzeitigen Eingriffe ins Reaktorschutzsystem zugelassen; keine Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems bei anstehendem Verriegelungskriterium.	Kühlmöglichkeiten mit dem Hauptkühlsystem unterschätzt.
. Common-mode-Ausfälle grundsätzlich berücksichtigt (Anteil meist 10%).	Hohe Nichtverfügbarkeit redundant aufgebauter Systeme.
. Common-Mode-Ausfall aller Batterien pauschal angesetzt, führt zum Totalausfall der Energieversorgung.	Ereignisketten mit Totalausfall der Energieversorgung überschätzt.
. Keine manuelle Auslösung des Gebäudeabschlusses.	Überschätzte Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses und der Energieversorgung beim 'Notstromfall'.
. Ansammlung brennbarer Gase im RSG mit 90% Wahrscheinlichkeit, keine H <sub>2</sub> -Rekombination, Fremdzündung möglich, Verbrennungsdruck vermutlich zu hoch, frühzeitige Druckentlastung quantitativ nicht berücksichtigt.	Wahrscheinlichkeit für RSG-Versagen überschätzt.
. Gleichzeitiges Versagen von Beton und Stahlbewehrung bei Reaktordruckbehälter angenommen, einige Wärmesenken vernachlässigt, Rechenmodelle meist konservativ, vor allem für Wasserdampf-Strömung über Bypässe.	Unfall läuft vermutlich langsamer ab, RSG-Versagen weiter verzögert.
. Rückhaltefaktoren für ablagerungsfähige Spaltprodukte vermutlich unterschätzt, Wiederbespeisung der Dampferzeuger vernachlässigt.	Vermutlich zu hohe Freisetzungswerte aus der Anlage.

Tabelle 4-10: Konservative Annahmen in der Analyse der Kernaufheizunfälle



Die Unsicherheiten, mit denen die Eingangsdaten der Analyse behaftet sind, wurden abgeschätzt und den Ereignissen entsprechend miteinander verknüpft. Die größten Unsicherheitsfaktoren für die Häufigkeiten weisen Ereignisketten mit Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes auf. Grund dafür sind Kenntnislücken bei wichtigen physikalischen-chemischen Vorgängen und bei der Bewertung von Operateuraktionen.

Die größten Unsicherheiten bei der Analyse radioaktiver Freisetzen beinhalten Angaben über die Rückhaltefaktoren für Cäsium und Strontium im Reaktor-druckbehälter und -schutzgebäude.

Die größten methodischen modellmäßigen Unsicherheiten, die sich einer Quantifizierung weitgehend entziehen, liegen in der Beschreibung der Vorgänge im Reaktorschutzgebäude. Hinzu kommen Unsicherheiten in den Modellen zur Beschreibung der thermodynamischen Vorgänge im Reaktorkern bei hohen Temperaturen, vor allem dann, wenn sie sich den Sublimationstemperaturen des Graphits nähern. Da die Spaltproduktfreisetzung aber dann schon weitgehend beendet ist, sind die Rückwirkungen auf die angegebenen Freisetzungswerte nicht gravierend. Eine Rekritikalität des Reaktors als Folge dieser Vorgänge ist nicht zu erwarten.

Ein Vergleich der AIPA-Ergebnisse mit denen der vorliegenden Studie ergibt eine Übereinstimmung in globalen Aussagen und in der relativen Bewertung von einzelnen Ereignisketten. Es ergeben sich aber Unterschiede in Einzelheiten und vor allem in den absoluten Zahlenwerten.

So stimmen beide Studien in dem skizzierten Ablauf von Kernaufheiz-Unfällen und in den möglichen Verzweigungen überein, außerdem weisen beide Studien den gleichen Systemen eine Schlüsselstellung zu. Hervorzuheben ist die Rolle des Linerkühlsystems, das ein mögliches strukturelles Versagen des Reaktorschutzgebäudes und somit die Unfallfolgen entscheidend mitbestimmt.

Die Gründe für Unterschiede in den Zahlenwerten lassen sich in drei Kategorien einteilen:

- 1) Unterschiede in der Auslegung
- 2) Unterschiede in den Eingangsdaten
- 3) Unterschiede in den Methoden und Modellen

Bei einem Vergleich der Zahlenwerte ist zu beachten, daß AIPA Median-Werte angibt, die meist um einen Faktor 3 bis 4 unter den in der Statistik üblichen, hier benutzten Erwartungswerten liegen.

Die für die wichtigsten Fälle abgeschätzten Verzweigungswahrscheinlichkeiten und Freisetzungssanteile sind in Tabelle 4-11 einander gegenübergestellt. Die

Ereignisse, Phänomene	Erwartungswerte		Grund für Unterschied PSH - AIPA	
	AIPA	PSH		
'Ausfall Hauptkühlsystem' Anteil mit Vorkühlung	0,3 / a 90% über 5 Stunden	0,55 / a 60% über 20 Minuten	Daten, erweiterte Analyse Auslegung, Operateurbewertung	
'Notstromfall' Wahrscheinlichkeit für 0-3h Wiederbespeisung 3-30h Eigenbedarfsschienen 30-150h	$1,4 \cdot 10^{-2}$ / a 0,84 0,99 1	$4,4 \cdot 10^{-2}$ / a 0,9 ... 0 <sup>+</sup> 0,98...0,24 <sup>+</sup> -	Erweiterte Analyse Auslegung Batterien <sup>+</sup> Batterie - Ausfälle	
Startausfall Hilfskühlsystem Keine Reparatur Versagen Lineralkühlsystem Gebäudeabschluß Versagen Umluftfilter Versagen Reaktorschutzgebäude durch Gasverbrennung	$4 \cdot 10^{-3}$ / $3 \cdot 10^{-3}$ 0,6 $2,4 \cdot 10^{-1}$ (verzögert, wegen Überhitzung) 1 (spontan, bei Stromausfall) $2 \cdot 10^{-4}$ " $3 \cdot 10^{-3}$ $5 \cdot 10^{-2}$ (Medianwert)	$3 \cdot 10^{-3}$ / $2,5 \cdot 10^{-3}$ 1 $3 \cdot 10^{-4}$ $10^{-2}$ bei Stromausfall - $8 \cdot 10^{-2}$	Daten Auslegung, Operateurbewertung, Reparaturzeiten  Daten, Auslegung (+) Daten, Auslegung (-) Auslegung Gebäudeauslegung (+), weitergehende Analyse	
Ins Reaktorschutzgebäude freigesetzte Anteile des Kerninventars	Edelgase Jod Strontium Cäsium	1 $1,3 \cdot 10^{-2}$ $10^{-3} \dots 10^{-4}$ $0,4 \dots 10^{-3}$	1 1 ... 0,3 0,2... 2·10 <sup>-3</sup> 0,6... 6·10 <sup>-3</sup>	- - Erweiterte Recherchen, Annahmen in Analysen (Operator-Eingriffe)
In die Umgebung freigesetzte Anteile des Kerninventars (Halbwertszeit >1h)	Edelgase Jod Strontium Cäsium	$0,35 \text{ max.}$ $1 \dots 10^{-7}$ $10^{-3} \text{ max.}$ $10^{-3} \text{ max.}$	$10^{-2} \dots$ $3 \cdot 10^{-2} \text{ max.}$ $4 \cdot 10^{-2} \text{ max.}$	- Auslegung (Störfallfilter) ", Freisetzungsannahmen ", "

Tabelle 4-11: Vergleich von Ereignisbewertungen in der amerikanischen Studie mit der deutschen Studie

Werte der vorliegenden PSH-Studie sind durchweg höher, da die benutzten Fehlerraten meist ungünstiger sind als in AIPA und die Wiederherstellung der Kühlung mit dem Hauptkühlsystem nicht den in AIPA errechneten Gewinn bringt (Verriegelungskriterium, kürzere Kühlzeiten, größere Reparaturzeiten). Daraus folgt, daß in geänderten Daten für die probabilistischen Analysen und erschwerten Bedingungen für Operator-Aktionen als Folge von Auslegungsunterschieden die Hauptgründe für Unterschiede in den Ergebnissen zu sehen sind; hinzu kommen die verbesserte Behandlung der Vorgänge im Reaktorschutzgebäude und dessen Antwortverhalten sowie geänderte, ungünstigere Annahmen bezüglich der Spaltproduktablagerung im Primärkreislauf. Die Auslegungsunterschiede in einigen Bereichen des Sicherheitseinschlusses (höhere Belastbarkeit des Reaktorschutzgebäudes, Wegfall des Störfallfilters) spielen im Detail eine große Rolle, kommen aber in den zusammenfassenden Ergebnissen kaum zum Ausdruck.

Unterschiede in den Freisetzungen und deren Summenhäufigkeit sind die Folge einer Vielzahl von Faktoren mit geringfügigen Abweichungen. Eine Gegenüber-

stellung einer vergleichbaren Freisetzungskategorie zeigt Tabelle 4-12, die

Freisetzungskategorie	Häufigkeit pro Jahr	Versagen Reaktor-schutzgebäude Stunden	Betrieb-Störfallfilter Stunden	Kumulierte radiologische Freisetzen in Ci			
				Xe	J-131	Cs-134	Sr-90
AIPA-CH2	$2 \cdot 10^{-8}$ (Medianwert)	143	90-143	$8 \cdot 10^7$	$4 \cdot 10^5$	$8 \cdot 10^3$	$3 \cdot 10^2$
PSH-KA4	$10^{-6}$ (Medianwert)	110	-	$10^8$	$9 \cdot 10^5$	$10^6$	$5 \cdot 10^5$

Tabelle 4-12: Summarische Gegenüberstellung vergleichbarer Freisetzungskategorien AIPA und PSH

Unterschiede sind auf die bereits erläuterten Gründe zurückzuführen. Die gebildeten Freisetzungskategorien sind im großen und ganzen ähnlich, weisen aber in Einzelheiten, wie Rückhaltebedingungen für Spaltprodukte, z.T. erhebliche Unterschiede auf.

In der vorliegenden Studie mußte gegenüber AIPA zusätzlich eine Kategorie gebildet werden, die das Ausbleiben des Gebäudeabschlusses und das spontane Versagen des Linerkühlsystems berücksichtigt. Ursache für die mit  $10^{-7}$  pro Reaktor-Jahr relativ hohe Häufigkeit dieser Kategorie KA-1 ist der vollständige Ausfall der Energieversorgung. Dieser Fall spielt in der AIPA-Studie wegen zu geringer Häufigkeit keine Rolle, da in der amerikanischen Anlage beide Klappen des Belüftungssystems fail-close ausgelegt sind und angenommen wurde, daß diese zu Störfallbeginn von der Warte per Hand ausgelöst werden und bei Versagen ausreichend Zeit für Reparaturmaßnahmen bleibt.

## SCHRIFTTUM

- /4-1/ Nuclear Regulatory Commission, Division of Systems Safety,  
Anticipated Transients Without Scram for Light-Water Reactors,  
NRC Report NUREG-0460, Vols. I-III, NTIS, April 1978
- /4-2/ Bernnat, W., G. Plöger,  
Untersuchungen zum Reaktivitätsverhalten von Hochtemperaturreaktoren  
bei der Störfallsequenz (HSK 1.3), IKE-RS-252, 1978
- /4-3/ Schadensumfangsanalyse für Hochtemperaturreaktoren, Phase II:  
Wassereinbruch, Lufteinbruch, Reaktivitätsexkursionen, HRB BA 2702,  
1979
- /4-4/ Reliability Assessment of Core Auxiliary Cooling System of HTGR-1160,  
SRS, Assignment 1284, 1980
- /4-5/ HTGR Initiation and Progression Analysis, Phase II, Risk Assessment,  
Chap. 4.2.9, DOE Report GA-A 1500, General Atomic Comp., 1978
- /4-6/ Schufmann, G.,  
Abschätzung der Zuverlässigkeitskennwerte von Varianten des  
Druckentlastungssystems für den HTR-1160, KFA-ISF-IB-3/81
- /4-7/ Peterson, J.F.,  
RECA3: A Computer Code for Thermal Analysis of HTGR Emergency  
Cooling Transients, General Atomic Report GA-A-14520,  
(GA-LTR-22), 1977
- /4-8/ Deremer, R.K., T. Shih,  
RATSAM: A Computer Program to Analyze the Transient Behavior of the  
HTGR Primary Coolant System During Accidents,  
General Atomic Report GA-A-13705, 1977
- /4-9/ Schwartztrauber, K.E., F.A. Silady,  
CORCON: A Program for Analysis of HTGR Core Heatup Transients,  
General Atomic Report GA-A-12868 (GA-LTR-13), 1974
- /4-10/ Schwartz, M.H., D.B. Sedgley, M.M. Mendonca,  
SORS: Computer Programs for Analyzing Fission Product Release from  
HTGR Cores During Transient Temperature Excursions,  
General Atomic Report GA-A-12462 (GA-LTR-10), 1974
- /4-11/ Landoni, J.A.,  
Containment Atmosphere Response (CAR) Program Status Report,  
DOE Report GA-A-14699, General Atomic Company, 1978
- /4-12/ Burian, K.J., P. Cybulskis,  
CORRAL II, Users Manual, Battelle Columbus Lab., 1977

## 5. DAMPFERZEUGERLECKS MIT WASSEREINBRUCH IN DEN PRIMÄRKREISLAUF

Wassereinbrüche in den Primärkreislauf sind wegen der damit verbundenen physikalisch-chemischen Effekte und einer möglichen Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung von Bedeutung für das Risiko des HTR-1160-Konzeptes.

Während des Leistungsbetriebes können größere Wasser- oder Dampfmengen nur bei Leckagen der Dampferzeuger oder der Lagerwassersysteme der Hauptgebläse in den Primärkreislauf eindringen. In den übrigen wasserführenden Systemen liegt der Druck unterhalb des Primärkreislaufdruckes, so daß bei Undichtigkeiten kein Wasser austreten kann. Bei gleichem Querschnitt hat ein Leck im Dampferzeuger wegen des höheren Wasserdruckes eine größere Wassereinbruchsrate zur Folge als ein Leck im Lagerwassersystem. Da Dampferzeugerleckagen zudem häufiger zu erwarten sind, kann die Analyse von Wassereinbrüchen auf Lecks in Dampferzeugern beschränkt werden.

Je nach Leckort strömt Wasser oder Dampf mit hohem Druck in den Primärkreislauf. Es wird unterstellt, daß das einströmende Wasser vollständig verdampft. Der Wasserdampf wird mit dem Helium umgewälzt und kann im Reaktorkern mit dem Graphit reagieren. Oxidation, Hydrolyse und Desorptionsvorgänge erhöhen die Spaltproduktaktivität im Kühlgas. Durch den zugeführten Wasserdampf steigt der Druck im Primärkreislauf an. Bei großen Wassereinbrüchen kann der Ansprechdruck der Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters erreicht werden.

Um schwerwiegende Folgen eines Wassereinbruchs aus defekten Dampferzeugern zu vermeiden, sind entsprechende Maßnahmen zur Begrenzung der ausströmenden Wasser-/Dampfmenge getroffen worden. So verhindern Strömungsbegrenzer und Dichtringe konstruktiv höhere Einbruchraten als 41 kg Wasser/sec. Entscheidend für die überströmende Menge ist die Zeit, in der ein defekter Dampferzeuger erkannt und abgesperrt wird. Das Feuchtemeßsystem des Reaktorschutzesystems überwacht daher in jedem Dampferzeuger den Wassergehalt des Kühlgases. Bei erhöhter Feuchte löst das Reaktorschutzsystem Reaktorschnellabschaltung und Abschaltung des defekten Dampferzeugers aus. Die Absperrung weiterer Dampferzeuger oder eines Hilfswärmetauschers durch Detektion der mit dem Helium umgewälzten Feuchte verhindern Verriegelungen, die das Reaktorschutzsystem gleichzeitig mit der Abschaltung des Dampferzeugers aktiviert.

Werden diese geforderten Schutzaktionen durchgeführt, so kann die Nachzerfalls- und Speicherwärme des abgeschalteten Reaktors noch ca. 20 Minuten bis zur Erschöpfung der Eigendampfproduktion über die restlichen fünf Dampferzeuger des Hauptkühlsystems abgeführt werden. Steht zu diesem Zeitpunkt bereits der mit Auslösung der Reaktorschnellabschaltung angeforderte Hilfsdampf zum Antrieb der Speisewasserpumpen und der Hauptgebläse zur Verfügung, so kann der Operateur die langfristige Kühlung des Reaktorkernes durch Zuschalten des Hilfsdampfes aufrecht erhalten. Andernfalls wird der Betrieb des Hauptkühlsystems durch das Reaktorschutzsystem beendet und das Hilfskühlsystem angefordert.

## 5.1 EREIGNISABLAUFANALYSE

Für die Analysen der Ereignisabläufe und der Konsequenzen von Wassereinbrüchen in den Primärkreislauf erwies sich eine Einteilung dieser Störfälle durch Unterteilung des Leckspektrums in die Klassen 'Kleines Leck im Dampferzeuger', 'Mittleres Leck im Dampferzeuger' und 'Großes Leck im Dampferzeuger' als sinnvoll.

Die wesentlichen Ereignisse, die durch einen Wassereinbruch in den Primärkreislauf ausgelöst werden, lassen sich anhand des Störfalles 'Mittleres Leck im Dampferzeuger' studieren (Bild 5-1). Die geringfügigen Unterschiede der Ereignisabläufe der beiden anderen Klassen werden daher erst nach der Beschreibung des Störfalles 'Mittleres Leck im Dampferzeuger' behandelt.

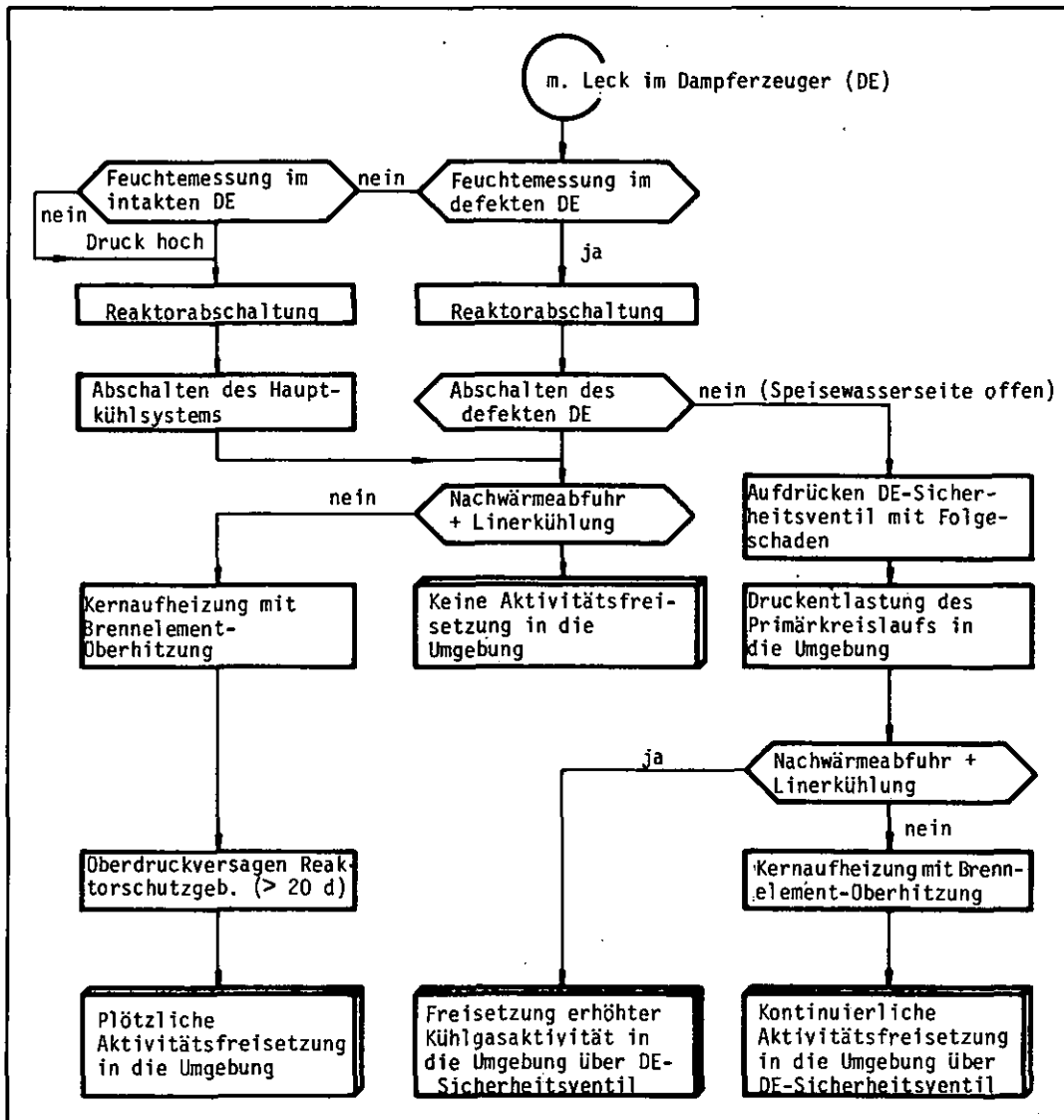


Bild 5-1: Ereignisablauf 'Mittleres Leck im Dampferzeuger'

### 5.1.1 EINLEITENDE EREIGNISSE

Bild 5-2 zeigt den Aufbau der Dampferzeugerheizrohrbündel und die Anschlüsse der Speisewasser- und Frischdampfleitungen.

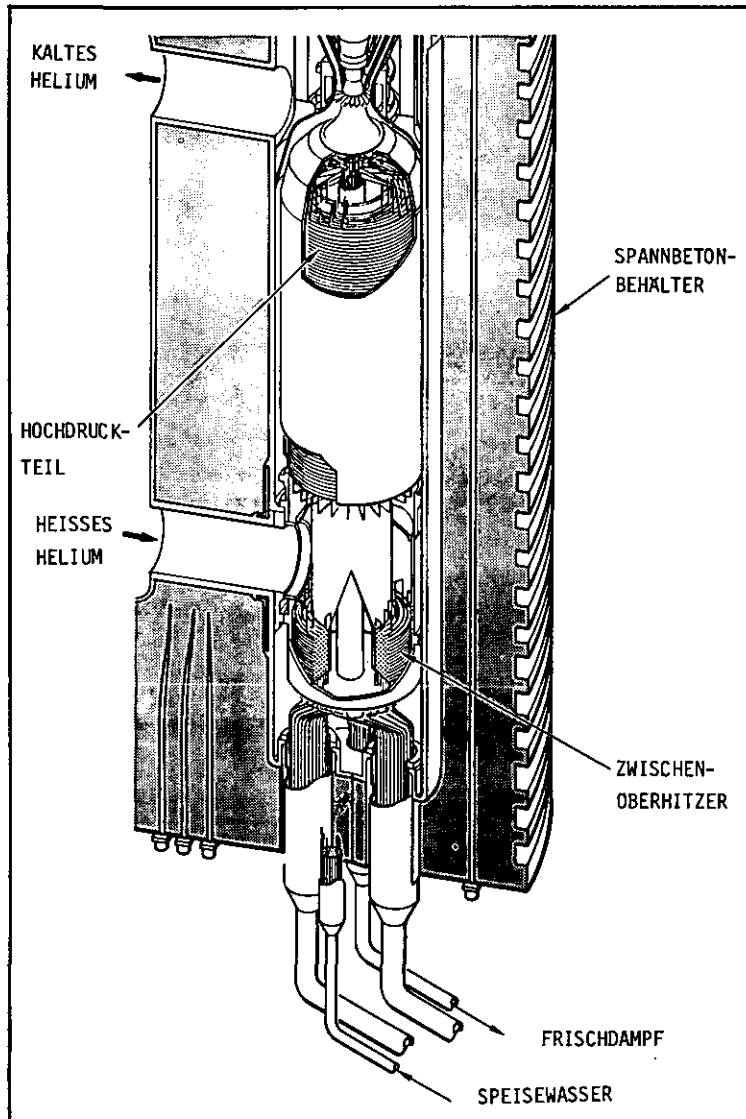


Bild 5-2: Dampferzeuger HTR-1160

Die denkbaren Leckquerschnitte im Dampferzeuger lassen sich unter den Gesichtspunkten des Störfallablaufes, der Auswirkungen und der vorliegenden Statistik in drei repräsentative Klassen einteilen:

- 'Kleines Leck im Dampferzeuger' mit Leckraten bis 0,5 kg/s
- 'Mittleres Leck im Dampferzeuger' mit Leckraten von 0,5 - 11 kg/s
- 'Großes Leck im Dampferzeuger' mit Leckraten von 11 - 41 kg/s



Die Klasse der kleinen und mittleren Lecks erfassen Schäden an Heizrohren des Dampferzeuger-Hochdruckteils bis zum vollständigen versetzten Abriß. Leckraten von 11 kg/s können bei Schäden im Vorwärmteil des Dampferzeugers auftreten. Die maximale Ausströmrates von 41 kg/s setzt einen schweren Schaden am Anschlußzylinder einer Speisewasser- oder Frischdampfleitung voraus. Ein serienweises Abreißen von Heizrohren wird nicht betrachtet, da für dieses Ereignis durch die konstruktiven Maßnahmen und die Auslegung der Dampferzeuger eine vernachlässigbar kleine Eintrittswahrscheinlichkeit erwartet wird.

Betriebserfahrungen, aus denen sich direkt Häufigkeiten für Dampferzeugerlecks des zugrundeliegenden Anlagenkonzeptes ableiten ließen, liegen nicht vor. Zur Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten wurden daher die bisherigen Erfahrungen mit Dampferzeugern gasgekühlter Reaktoren unterschiedlicher Bauarten ausgewertet, die zumeist jedoch größere konstruktive oder betriebliche Unterschiede zum HTR-1160 aufweisen.

Nach der Schadensstatistik der Tabelle 5-1 sind bei den aufgeführten Reaktoren in rund 1500 Betriebsjahren 310 Leckagen registriert worden.

Anlage		Kühlmedium	Rohrschäden	Zahl der DE	Betriebsjahre	Ausgetauschte Wärme pro DE (MW)	elektr. Leistung (MWe)	Gasdruck (bar)	Heißgastemperatur (°C)
Bezeichnung	Typ								
Berkeley (GB)	GGR <sup>1)</sup>	CO <sub>2</sub>	10	16	16,5	70	2·138	9	345
Bradwell	"	"	112 <sup>a)</sup>	12	16,5	89	2·150	10	390
Hinkley A	"	"	4	12	14	162	2·266	14	378
Trawsfynydd	"	"	39 <sup>b)</sup>	12	14	143	2·250	18	392
Dungeness A	"	"	1	8	13,5	210	2·275	20	410
Sizewell	"	"	16	8	13	237	2·290	19	410
Oldbury	"	"	6	8	11,5	223	2·300	25	412
Wylfa	"	"	46 <sup>c)</sup>	8	8,5	469	2·590	28	414
Hunterston A	"	"	75 <sup>+</sup> )	16	11	71	2·160	11	396
Hinkley B	AGR <sup>2)</sup>	"	0	24	3	125	2·625	41,3	650
AVR (BRD)	HTR <sup>3)</sup>	Helium	1	1	10	46	15	11	950
			310	1428 DE-Betriebsjahre					

1) GGR: Gas-Graphit-Reaktor (Mgnox-Reaktor)

2) AGR: Fortgeschrittener Gasgekühlter Reaktor

3) HTR: Hochtemperatur-Reaktor

Leckagen hauptsächlich wegen:

a) Schweißfehler

b) Schlechte Wasserqualität

c) Korrosion, Erosion (Fretting), Designfehler

+) Ein großes Leck im cm<sup>2</sup> - Bereich

Tabelle 5-1: Dampferzeugerstatistik für gasgekühlte Reaktoren bis 1979

Überwiegend erfaßt die Statistik Schäden in englischen CO<sub>2</sub>-gekühlten MAGNOX-Reaktoren. Betriebsdrücke und -temperaturen dieser Anlagen liegen erheblich unter denen des HTR-1160. Es ist jedoch nicht feststellbar, daß höhere Temperaturen und Drücke bei entsprechender Auslegung der Dampferzeuger zu höheren Leckhäufigkeiten führen. Bei den 24 Dampferzeugern der beiden AGR-Reaktoren von Hinkley B, die den Betriebsbedingungen des HTR-1160 sehr nahekommen, sind zum Beispiel innerhalb von 72 Dampferzeuger-Betriebsjahren noch

keine Leckagen aufgetreten. Die Dampferzeugerschäden der Bradwell- und der Wylfa-Reaktoren dürfen bei der Abschätzung von Eintrittswahrscheinlichkeiten ähnlicher Ereignisse in HTR-1160-Anlagen nicht berücksichtigt werden. Fehlerhafte Schweißnähte, die die Schäden in Bradwell verursachten, sind durch die weiterentwickelten Schweiß- und Prüfverfahren beim HTR-1160 auszuschließen. Dampferzeuger, wie sie in Wylfa eingebaut wurden, haben eine so grundlegend verschiedene Konstruktion, daß Rückschlüsse auf den HTR-1160 ebenfalls nicht zulässig sind.

Bei den bisher in gasgekühlten Reaktoren aufgetretenen Dampferzeugerlecks handelt es sich - bis auf eine Ausnahme - um kleine Lecks von wenigen Quadratmillimetern im Bereich der Heizrohre. Unter Betriebsbedingungen eines HTR-1160 sind derartige Undichtigkeiten in die Klasse kleiner Leckraten bis 0,5 kg/s einzuordnen. Heizrohrschäden im Quadratzentimeterbereich sind seltene Ereignisse. Nur in der Hunterston-Anlage hat ein Leck mit einem Querschnitt in dieser Größenordnung einen Wassereintrittsstörfall ausgelöst. Größere Lecks sind bisher noch nicht aufgetreten.

Aus Tabelle 5-1 läßt sich bei Berücksichtigung der oben erläuterten Korrekturen eine Häufigkeit von 0,13 für kleine Lecks pro Dampferzeuger-Jahr ableiten.

Wird das einzige beobachtete mittlere Leck auf die berücksichtigten 1162 Dampferzeuger-Betriebsjahre bezogen, errechnet sich die Häufigkeit zu  $9 \cdot 10^{-4}$ /Dampferzeuger-Jahr. Würde diese Häufigkeit als Erwartungswert eines mittleren Lecks gedeutet, so müßte die Wahrscheinlichkeit von kleinen Lecks zu mittleren Lecks eine steile Sprungstelle aufweisen. Da das jedoch der Anschauung völlig widerspricht, wurde das geometrische Mittel aus 0,13 und  $9 \cdot 10^{-4}$  als Schätzwert der Eintrittswahrscheinlichkeit der mittleren Lecks betrachtet. Es liegt auf der Hand, daß diese Vorgehensweise nicht zur Unterschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten führt.

Große Lecks in den Dampferzeugern sind bei Versagen der Anschlußzylinder für die Speisewasser- und Frischdampfleitungen möglich. Die zu berücksichtigende Länge der Zylinder aller Dampferzeuger ist etwa 1 m. WASH-1400 rechnet für das Versagen dickwandiger Rohrleitungen mit einer Häufigkeit von  $10^{-6}$ /Meter-Jahr. Dieser Wert wurde in der vorliegenden Studie als untere Grenze betrachtet. Wie bei Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit mittlerer Lecks ist als Erwartungswert großer Leckagen das geometrische Mittel aus der Häufigkeit mittlerer Lecks und dem unteren Grenzwert angenommen worden. Die so ermittelte Häufigkeit für große Leckagen ist dann  $3 \cdot 10^{-5}$ /Dampferzeuger-Jahr.

Für einen Reaktor mit sechs Dampferzeugern sind damit die Erwartungswerte für die Störfälle

- 'Kleines Leck im Dampferzeuger'  $8 \cdot 10^{-1}$ /Reaktor-Jahr (5)
- 'Mittleres Leck im Dampferzeuger'  $7 \cdot 10^{-2}$ /Reaktor-Jahr (12)
- 'Großes Leck im Dampferzeuger'  $2 \cdot 10^{-4}$ /Reaktor-Jahr (30)

### 5.1.2 FEUCHTEMESSUNG

Registrieren 2 von 3 Kanälen des Feuchtemeßsystems (Bild 5-3) eines Dampferzeugers eine Wasserkonzentration im Kühlgas von mindestens 600 ppmv, so löst das Reaktorschutzsystem die Reaktorschnellabschaltung aus, der defekte Dampferzeuger wird abgesperrt und der verbliebene Wasser-Dampf-Inhalt in einen Entlastungsbehälter entleert. Gleichzeitig verriegelt das Reaktorschutzsystem die Abschaltung weiterer Dampferzeuger und der Hilfskühlstränge.

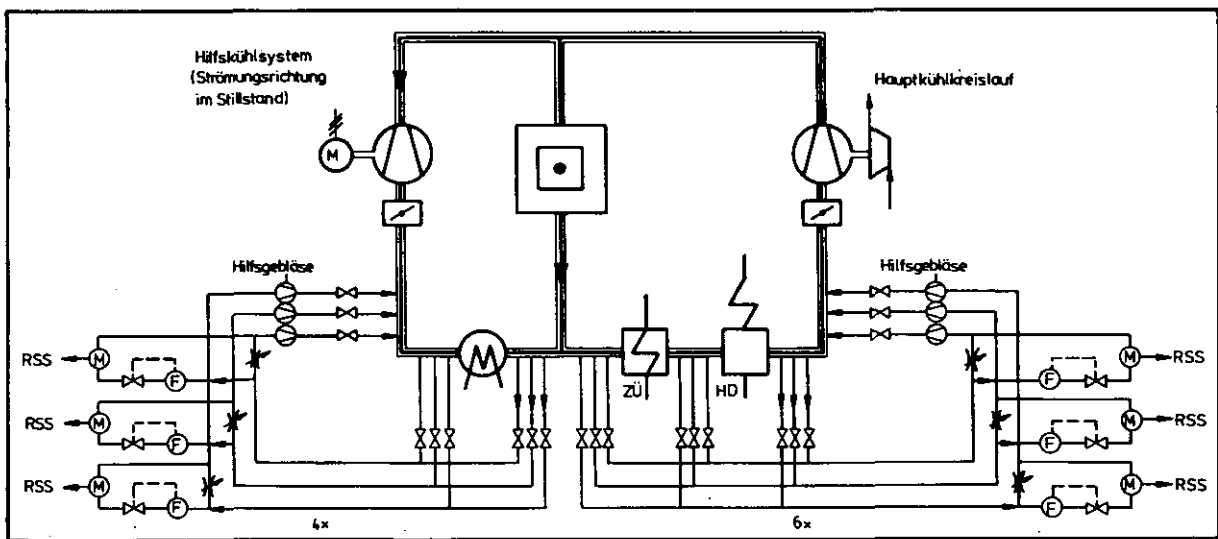


Bild 5-3: Feuchtemessung beim HTR-1160 (Überwachung der Dampferzeuger-Leckage)

Die Fehlerbaumanalyse eines Feuchtemeßkanales ergab einen Erwartungswert der Nichtverfügbarkeit von  $3 \cdot 10^{-2}$ /Anforderung mit Unsicherheitsfaktor 3. Der Fehlerbaum ist in Bild 5-4 dargestellt. Der Ausfall des Feuchtemeßsystems in einem Dampferzeuger setzt das Versagen von zwei Meßkanälen voraus. Die Nichtverfügbarkeit des 2-von-3-Systems eines Dampferzeugers aufgrund von Einzelfehlern ist  $2 \cdot 10^{-3}$ /Anforderung mit Unsicherheitsfaktor 3.

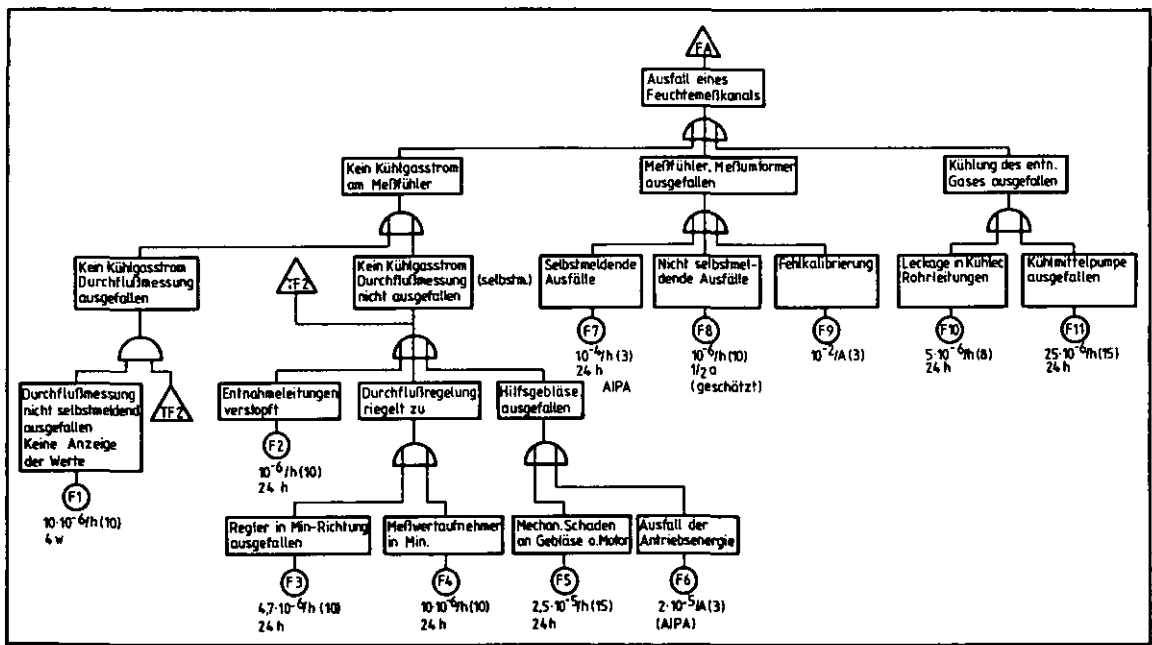


Bild 5-4: Fehlerbaum 'Feuchtemessung' (Angaben als Medianwerte)

Wie bei Behandlung anderer redundanter Systeme wird auch beim Feuchtemeßsystem mit Common-Mode-Ausfällen gerechnet. Da die Kanäle in allen Dampferzeugern identisch aufgebaut sind, ist anzunehmen, daß im Falle eines Common-Mode-Fehlers das gesamte Feuchtemeßsystem ausgefallen ist. Der Ausfall der Feuchtemessung in nur einem einzigen Dampferzeuger kann demnach nur durch Einzelfehler verursacht werden.

Die überwiegende Zahl von Ausfällen im Feuchtemeßsystem wird durch selbstmeldende Fehler verursacht, die innerhalb von 24 Stunden reparierbar sind. Sie liefern keinen bedeutenden Beitrag zu Common-Mode-Ausfällen des gesamten Feuchtemeßsystems. Für alle nichtselbstmeldenden Fehler wurde ein  $\beta$ -Faktor von 0,1 unterstellt. Damit ergibt sich für die Nichtverfügbarkeit des gesamten Feuchtemeßsystems ein Wert von  $6 \cdot 10^{-4}$ /Anforderung mit Unsicherheitsfaktor 10.

Ist nur das Feuchtemeßsystem des defekten Dampferzeugers ausgefallen, so wird statt des beschädigten ein intakter Dampferzeuger oder ein Hilfswärmetauscher abgesperrt und entlastet, sobald die umgewälzte Feuchte dort gemessen wird. Die Wahrscheinlichkeit, daß das Reaktorschutzsystem einen Hilfswärmetauscher absperrt, ist klein, da bei Betrieb des Hauptkühlsystems nur eine geringe Kühlgasmenge durch die Hilfswärmetauscher strömt. Durch die fälschliche Abspernung eines intakten Dampferzeugers ist der Wassereinbruch zunächst noch nicht beendet. Für diesen Fall wird angenommen, daß der Wassereinbruch erst nach Abschaltung des gesamten Hauptkühlsystems beendet ist.

Erkennt der Operateur an dem ungewöhnlichen Druckverlauf im Primärkreis, am gestörten Durchfluß eines Dampferzeugers oder steigendem Wassergehalt in der Gasanalyse nicht, daß trotz der scheinbar richtigen Reaktion auf den Störfall weiter Wasser in den Reaktorkern strömt, so wird er durch Zuschalten von Hilfsdampf die Kühlung mit dem Hauptkühlsystem aufrecht erhalten. Durch den ständig zunehmenden Wasseranteil im Kühlgas ist dann jedoch nach 1 bis 2 Stunden der Druck im Primärkreis bis zum Ansprechen des Kriteriums 'Druck im Reaktordruckbehälter zu hoch' erreicht. Das aus dem Druck- und Feuchte-kriterium gebildete Koinzidenzsignal schaltet das Hauptkühlsystem automatisch ab. Die Gesamtmenge des in den Kern eintretenden Wassers wird auf weniger als 40 t geschätzt, wenn das Hauptkühlsystem erst durch das Koinzidenzsignal abgefahren wird. Diese Wassereinbruchsmenge ist nur möglich, wenn ein Teil des Wasserdampfes kondensiert, die Temperaturen also schnell genug sinken.

Versagt das gesamte Feuchtemeßsystem durch Common-Mode-Ausfälle, so schaltet das Reaktorschutzsystem den Reaktor nach Erreichen des Kriteriums 'Druck im Reaktordruckbehälter zu hoch' nach etwa 100 sec ab. Das Hauptkühlsystem wird nicht automatisch abgefahren. Der Wassereinbruch wird in diesem Fall beendet, wenn der Operateur den Störfall richtig erkennt und das Hauptkühlsystem manuell abschaltet, oder wenn die Hilfsdampfzuschaltung unterbleibt, so daß die Gebläse und Speisewasserpumpen nach etwa 20 Minuten nicht mehr betrieben werden können.

Es ist davon auszugehen, daß der Operateur den Hilfsdampf zunächst zuschaltet, um die Nachwärme mit dem Hauptkühlsystem abzuführen. Der ungewöhnliche Druckverlauf, die hohen Wasserwerte der Gasanalyse, die Speisewasserdurchflußmessung und die Füllstandsmessung im Speisewasserbehälter geben dem Operateur im Verlauf des Störfalles jedoch eindeutige Hinweise darauf, daß die Ursache der Reaktorschnellabschaltung ein nicht identifizierter Wassereinbruch war.

Es wird angenommen, daß der Operateur den Störfall innerhalb einer Stunde erkennt und das Hauptkühlsystem abschaltet. Insgesamt werden so weniger als 40 t Wasser in den Reaktorkern eindringen.

Ausfälle im Feuchtemeßsystem allein haben für das Risiko mittlerer Lecks keine Bedeutung, da der Reaktor bei teilweisem Ausfall durch die verbliebenen intakten Meßsysteme, bei totalem Ausfall durch das Druckkriterium abgeschaltet wird. Die unter ungünstigen Umständen eindringende Wassermenge von 15 t bis 40 t führt bei abgeschaltetem Reaktor und der fortgesetzten Nachwärmeabfuhr zu keiner gefährlichen Graphit-Wasser-Reaktion.

Kernaufheizketten nach Wassereinbrüchen mit Ausfall der Feuchtemessung haben Eintrittswahrscheinlichkeiten, die um mehrere Größenordnungen kleiner sind, als Kernaufheizketten, die durch 'Ausfall des Hauptkühlsystems' ausgelöst werden. Die Verzweigungen dieser Ereignisse sind daher in die Ereignisablaufdiagramme der Wassereinbruchstörfälle nicht mitaufgenommen.

### 5.1.3 REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Bei Auftreten einer mittleren Dampferzeugerleckage wird die Reaktorschnellabschaltung automatisch über die Kriterien 'Feuchte zu hoch am Dampferzeuger' oder 'Druck im Reaktordruckbehälter zu hoch' angeregt. Eine manuelle Abschaltung ist jederzeit möglich. Der Ausfall der Schnellabschaltung hat eine rechnerische Häufigkeit von  $3 \cdot 10^{-5}$ /Anforderung. Er ist im wesentlichen auf mechanisches Versagen der Absorberstäbe des ersten Abschaltsystems zurückzuführen.

Das zweite Abschaltssystem kann nur von Hand betätigt werden. Es dient weniger zur Unterbrechung schneller, im Sekunden- oder Minutenbereich liegender Leistungstransienten, sondern mehr zur Sicherung der Unterkritikalität des Reaktors bei einem Ausfall des ersten Abschaltsystems.

Mit dem ersten Abschaltssystem kann der durch einen Wassereinbruch verursachte Reaktivitätszuwachs kompensiert und der Reaktor unbegrenzt kalt unterkritisch gehalten werden. Bei Ausfall des wirksamsten Stabpaares muß jedoch unter Umständen mehrere Wochen nach einem schweren Wassereinbruchstörfall das zweite Abschaltssystem zusätzlich eingesetzt werden, um die langfristige Unterkritikalität sicherzustellen.

Fällt bei mittleren Lecks in Dampferzeugern die Reaktorschnellabschaltung aus, wird der Leistungsanstieg zunächst durch den negativen Temperaturkoeffizienten abgefangen. Da sich im weiteren Störfallablauf aufgrund unterschiedlicher Mechanismen (vgl. Fachband III, dort auch Besonderheiten bei kleinen und großen Lecks) die Wärmeabfuhr aus dem Kern erheblich verringert, kommt es zu einer Selbstabschaltung des Reaktors. Der Xenonaufbau bewirkt dabei eine mittelfristige Unterkritikalität; erst nach mehreren Stunden muß der Operateur das zweite Abschaltssystem betätigen. Der zu Störfallbeginn auftretende Temperaturanstieg von ungünstigstenfalls 300 K erhöht zwar die Störfallauswirkungen, allerdings nicht so gravierend, daß sich in Anbetracht der geringen Häufigkeit ein nennenswerter Beitrag dieser Kette zum Gesamtrisiko der Anlage ergäbe.

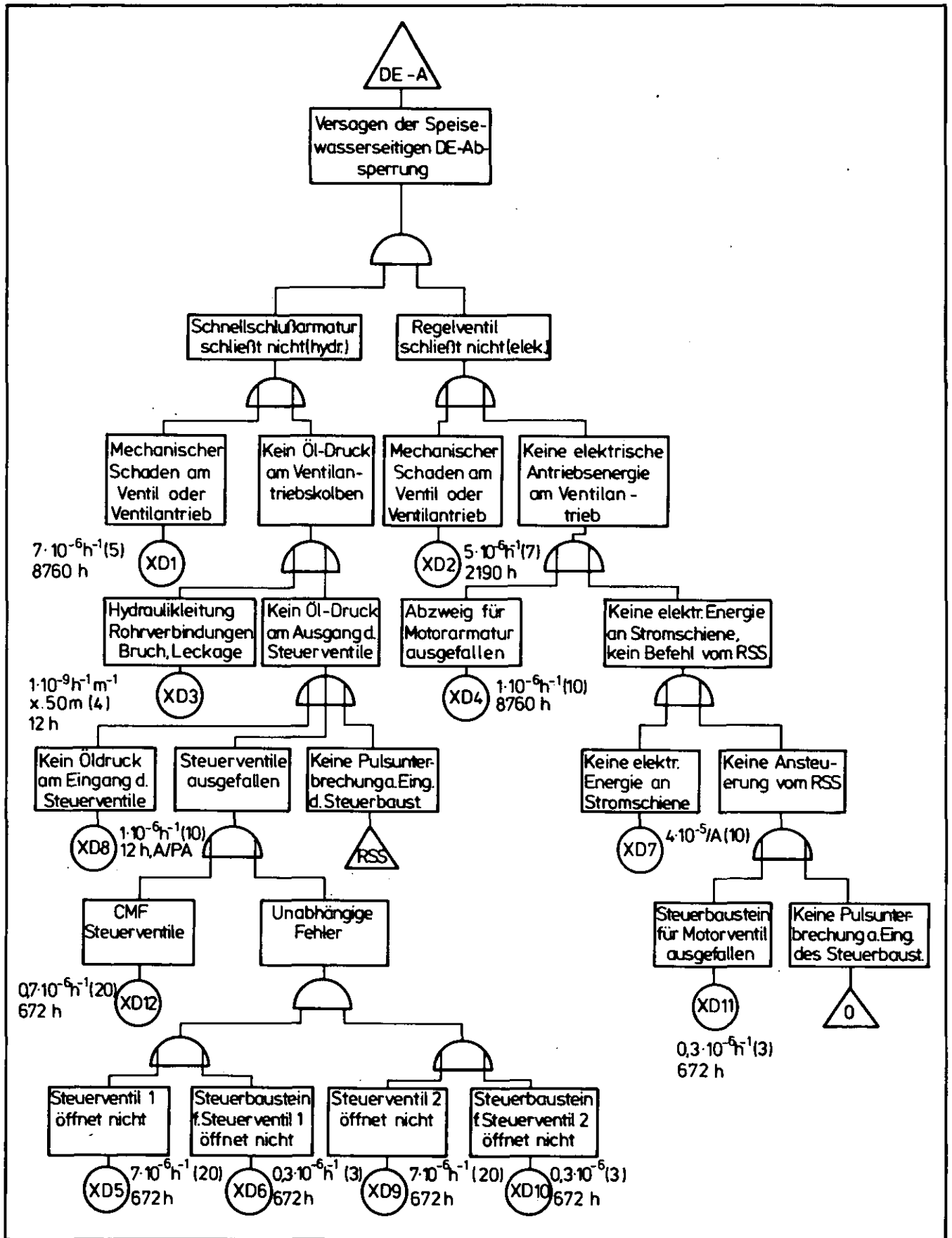


Bild 5-5: Fehlerbaum 'Speisewasserseitige Abspernung' (Angaben als Medianwerte)

#### 5.1.4 DAMPFERZEUGERABSCHALTUNG

Das Reaktorschutzsystem regt bei Ansprechen des Feuchtegrenzwertes gleichzeitig mit der Schnellabschaltung des Reaktors die Aktion 'Abschalten des Dampferzeugers' an, um das Leck im defekten Dampferzeuger zu isolieren und den Wassereinbruch zu beenden. Der Dampferzeuger ist ordnungsgemäß abgeschaltet, wenn die entsprechenden Armaturen der Speisewasser- und der Frischdampfleitung, der Zwischenüberhitzerleitungen und das Hauptabsperrventil des Heliumgebläses geschlossen sind.

Von möglichen Ausfällen und Fehlern der Dampferzeugerabschaltung ist nur das Versagen der speisewasserseitigen Absperrung bei geschlossener Frischdampfseite von Bedeutung. Schließen nur die Armaturen in der Speisewasserleitung nicht, so steigt der Druck im Frischdampfteil innerhalb von drei Minuten auf Speisewasserdruckniveau an. Das Frischdampf-Sicherheitsventil öffnet bei 190 bar. Die Wasserfront wandert in den Dampferzeugerrohren infolge des hohen Druckes und der geringen Wärmeübertragung nach Schließen des Heliumabsperrventils rasch bis zum Frischdampf-Sicherheitsventil. Da dieses Ventil nicht für Wasser ausgelegt ist, wird es mit großer Wahrscheinlichkeit so beschädigt, daß es nach dem Öffnen nicht wieder dicht schließt. Da Versagen von Frischdampfventilen in dieser Art schon mehrfach beobachtet wurde, ist der Ausfall des Ventiles nach Beaufschlagen mit Wasser mit der Wahrscheinlichkeit 1 unterstellt worden.

Sobald das Hauptkühlsystem abgeschaltet wird und der Druck im defekten Dampferzeuger unter den Primärkreisdruck gesunken ist, kann Kühlgas über das Leck und das defekte Ventil direkt in die Atmosphäre ausströmen.

Für das Versagen der speisewasserseitigen Absperrung ergab die Fehlerbaumanalyse (Bild 5-5) einen Erwartungswert von  $1 \cdot 10^{-3}$ /Anforderung mit Unsicherheitsfaktor 9. Die wesentlichen Beiträge zur Nichtverfügbarkeit der Armaturen der Speisewasserleitung liefern unabhängige mechanische Fehler.

Die bei funktionierender Nachwärmeabfuhr mit dem Versagen der speisewasserseitigen Absperrung des defekten Dampferzeugers und dem Folgeausfall des Frischdampf-Sicherheitsventils verbundene Ereigniskette - im Ereignisablaufdiagramm (Bild 5-6) mit  $L_{MCD}$  bezeichnet - liefert einen wesentlichen Risikobeitrag der Wassereinbruchstörfälle. Die Analyse ergab eine Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Kette von  $8 \cdot 10^{-5}$ /Jahr mit einem Unsicherheitsfaktor 27.





eignisketten der Kernaufheizung. Ähnlich hohe Auswirkungen sind auch hier nur zu erwarten, wenn im Verlauf des Störfalles das Liner Kühlsystem versagt. Da in der vorliegenden Studie nur die wesentlichen Ereignisketten dargestellt werden, sind in den Ablaufdiagrammen der Ausfall des Hauptkühlsystems und des Hilfskühlsystems unter dem Begriff 'Ausfall der Nachwärmeabfuhr' zusammengefaßt.

Kernaufheizketten, ausgelöst durch ein Leck im Dampferzeuger, müssen nach zwei Gruppen unterschieden werden. Zur ersten Gruppe zählen die Kernaufheizketten  $L_M E$ ,  $L_K E$  mit korrekt abgesperrtem defekten Dampferzeuger. Freisetzung von Aktivität ist dann über das Versagen des Reaktorschutzgebäudes (RSG) möglich. Diese Kernaufheizketten tragen etwa 5 % zu den Häufigkeiten der Kernaufheiz-Kategorien KA-2, 3, 5, 7, 8 bei (siehe Tabelle 4-7). Das Ereignis 'RSG-Versagen' ist in den vereinfachten Ereignisablaufdiagrammen nicht mitaufgeführt.

Zur zweiten Gruppe zählen die Ereignisketten  $L_M CDE$  und  $L_K CDE$  mit unkorrekt abgesperrtem Dampferzeuger. Da hier die Freisetzung über das durch Folgeschaden undichte Sekundärsystem erfolgt, kann das Ereignis 'RSG-Versagen' bei diesen Ketten im Ereignisablaufdiagramm fortgelassen werden. Der Anteil dieser Kernaufheizketten beträgt etwa 50 % an der Kernaufheiz-Kategorie KA-2 (siehe Tabelle 4-7).

#### 5.1.6 STÖRFALLABLAUF 'KLEINES LECK IM DAMPFERZEUGER' UND 'GROSSES LECK IM DAMPFERZEUGER'

Das Ereignisablaufdiagramm für 'Kleines Leck im Dampferzeuger' ist in Bild 5-7 dargestellt.

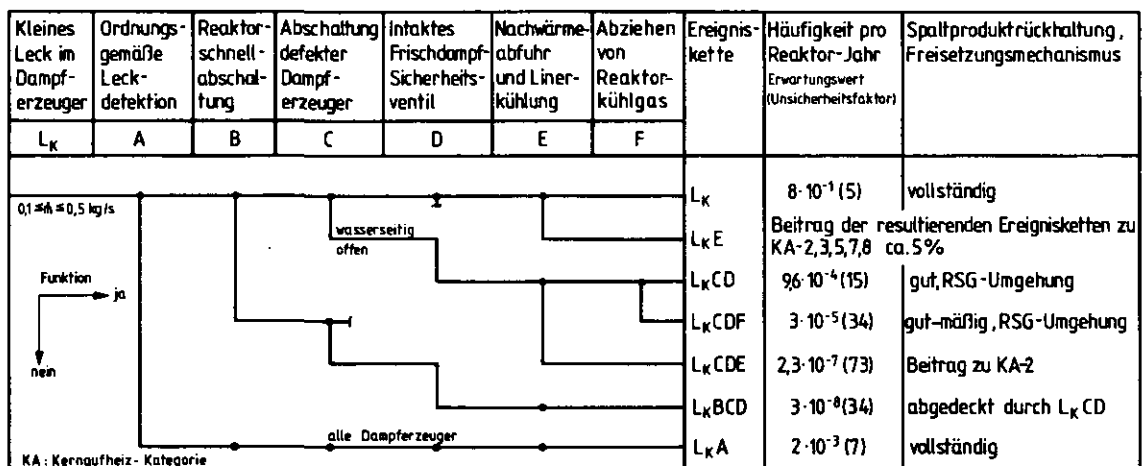


Bild 5-7: Ereignisablaufdiagramm 'Kleines Leck im Dampferzeuger'

Mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $8 \cdot 10^{-1}$  pro Reaktor-Jahr sind kleine Leckagen relativ häufige Ereignisse. Nach der ausgewerteten Statistik sind die Lecks zum überwiegenden Teil jedoch so klein, daß der Feuchtegrenzwert von 600 ppmv nicht oder erst nach Stunden erreicht wird. Der Operateur in der Warte wird in diesem Fall durch eine Warnmeldung bei 10 ppmv und 100 ppmv auf den steigenden Wassergehalt des Kühlgases aufmerksam gemacht, bevor der Grenzwert für den Eingriff des Reaktorschutzsystems erreicht ist. Die Warnung wird das Wartpersonal veranlassen, den Leckageort durch Vergleich der Feuchtemonitore zu identifizieren und den Dampferzeuger abzuschalten. Hat der Operateur das Leck nicht identifiziert oder den defekten Dampferzeuger nicht abgeschaltet, so wird bei Leckagen von mehr als 0,01 kg/s der Feuchtegrenzwert überschritten. Das Reaktorschutzsystem löst daraufhin die Reaktorschnellabschaltung und die Abschaltung des Dampferzeugers aus, in dem zuerst eine Feuchte von 600 ppmv gemessen wurde. In Anbetracht der Gasumlaufgeschwindigkeit und der Meßtoleranzen muß mit größerer Wahrscheinlichkeit damit gerechnet werden, daß ein intakter Dampferzeuger anstelle des defekten abgesperrt wird. Wie Abschätzungen ergaben, wird ein Dampferzeuger erst ab einer Leckrate von 0,1 kg/s bei intaktem Feuchtemeßsystem sicher identifiziert.

Sollte das gesamte Meßsystem ausgefallen sein, so wird der Reaktor wie bei mittleren Lecks nach Erreichen des Druckgrenzwertes abgeschaltet. Obwohl der Operateur in diesem Fall keine Feuchteanzeige erhält, kann doch relativ sicher auf einen Wassereinbruch geschlossen werden. Direkt läßt sich der Wassergehalt des Kühlgases auch aus der Gasanalyse ablesen und indirekt ist die Druckzunahme bei gleichen Temperaturen ein sicheres Anzeichen für eine Massenzunahme durch einströmenden Wasserdampf. Da der defekte Dampferzeuger jedoch nicht detektiert werden kann, muß der Operateur das gesamte Hauptkühlsystem abschalten.

Ein Unterschied im Ereignisablaufdiagramm zwischen 'Kleines Leck im Dampferzeuger' und 'Mittleres Leck im Dampferzeuger' besteht bei Ereignisketten mit einer Freisetzung von Aktivität über das undichte Frischdampf-Sicherheitsventil bei funktionierender Nachwärmeabfuhr. Bei kleinen Lecks dauert der Ausströmvorgang aus dem Primärkreislauf in die Atmosphäre im Mittel 100 Stunden. Dieser lange Zeitraum erlaubt eine Herabsetzung der Auswirkungen des Störfalles durch Abpumpen des größten Teiles des Kühlgases über die Heliumreinigungsanlage in das Heliumlager. Ist die Nachwärmeabfuhr ausgefallen, so kann diese Maßnahme allerdings nicht durchgeführt werden, da die Heliumreinigungsanlage nicht für die Belastungen durch eine Kernaufheizung ausgelegt ist. Das Versa-

gen der Inbetriebnahme der Heliumreinigungsanlage wurde mit  $3 \cdot 10^{-2}$ /Anforderung unterstellt. Die übrigen Ereignisse des Ablaufdiagrammes unterscheiden sich in den Häufigkeiten nicht von denen mittlerer Lecks.

Der Störfallablauf für 'Großes Leck im Dampferzeuger' unterscheidet sich bei korrekter Ausführung der Schutzaktionen nicht vom Ablauf bei mittleren Lecks. Das einleitende Ereignis ist dagegen um mehr als zwei Größenordnungen unwahrscheinlicher. Bei Versagen von Sicherheitseinrichtungen führt hier die dominante Ereigniskette auch zur Freisetzung des Kühlmittels über das undichte Sicherheitsventil in die Umgebung, nachdem der defekte Dampferzeuger wasserseitig nicht richtig abgesperrt wurde. Die hohe Leckrate von 41 kg/s verursacht innerhalb der ersten 100 Sekunden nach Störfallbeginn bereits ein Ansprechen des Druckentlastungssystems mit Abblasen des Helium-Dampf-Gemisches in das Reaktorschutzgebäude. Ist der Primärkreislaufdruck auf 45 bar gesunken, schließt das Entlastungssystem wieder. Infolge hoher Aktivität oder hohen Druckes im Gebäude wird dessen Abschluß durch das Reaktorschutzsystem ausgelöst.

Da aufgrund des hohen Primärkreislaufdruckes in Verbindung mit dem Feuchte-kriterium der Betrieb des Hauptkühlsystems nach maximal 5 Minuten durch das Reaktorschutzsystem automatisch unterbrochen wird, strömen nur ca. 15 t Wasser in den Primärkreislauf. Die Auswirkungen sind zwar wegen der schnellen Druckentlastung über das große Leck im Sekundärkreis höher, die Eintrittswahrscheinlichkeiten jedoch so klein, daß große Lecks keinen Beitrag zum Risiko liefern.

## 5.2 ANALYSE DER AUSWIRKUNGEN

Die Auswirkungen von Wassereinbrüchen in den Reaktorkern nach einem Leck im Dampferzeuger hängen wesentlich von der Wassermenge ab, die im Verlauf des Störfalles in den Primärkreislauf eindringt. Oberhalb von sechs Tonnen Wasser im Primärkreislauf sind allerdings durch Sättigungseffekte keine größeren Auswirkungen mehr zu erwarten.

Zu Beginn des Wassereinbruchstörfalles befindet sich nur die in Tabelle 3-1 aufgeführte zirkulierende Aktivität im Kühlgas. Durch den in den Primärkreislauf eindringenden Wasserdampf werden verschiedene physikalisch-chemische Phänomene eingeleitet, die einen Teil der bis dahin gebundenen Spaltproduktaktivitäten zusätzlich in das Kühlmittel freisetzen.

Um den zeitlichen Verlauf und das Ausmaß der Aktivitätserhöhung des Kühlgases zu erfassen, mußte ein entsprechendes Leckagemodell entwickelt werden. Mit einem geeigneten Ausströmmodell wurde dann für den dominanten Fall die Freisetzung von Spaltprodukten über das defekte Frischdampf-Sicherheitsventil in die Atmosphäre berechnet. Die gewonnenen Ergebnisse lassen Abschätzungen für die anderen Ereignisketten zu.

Mit einigen ergänzenden Abschätzungen der Auswirkungen von Kernaufheizstörungen nach einem Leck im Dampferzeuger können Kategorien definiert werden, mit denen sich die Wassereinbruchstörfälle überschaubar einordnen und beurteilen lassen.

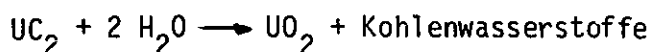
### 5.2.1 PHÄNOMENE DER SPALTPRODUKTFREISETZUNG

In Tabelle 5-2 sind die Phänomene der Spaltproduktfreisetzung und ihre wichtigsten Parameter zusammengefaßt.

1.	BRENNELEMENT-HYDROLYSE BEI KARBIDISCHEM BRENNSTOFF
-	Aktivitätsinventare des Kerns für Edelgase und Jod
-	Defektanteil des $UC_2$ -Brennstoffs
-	Hydrolyserate für Edelgase und Jod abhängig von der Temperatur und vom Wasserdampf-Partialdruck
-	Spaltprodukt-Freisetzungsrate temperaturabhängig
-	Jod-Hydrolyse-Anteil
2.	GRAPHIT-OXIDATION
-	Graphitadsorbierte Aktivitäten Strontium- und Cäsiumverteilung im Kerngraphit
-	Reaktionsrate der Wasserdampf-Graphit-Reaktion in Abhängigkeit von Temperatur, Wasserdampf- bzw. Wasserstoff-Partialdrücken und Abbrand
-	Katalysatorkonzentration Bariumverteilung im Graphit
-	Effektiver Diffusionskoeffizient von Wasserdampf in Graphit, abhängig vom Abbrand
3.	DESORPTION UND AUSWASCHUNG
-	Abgelagerte Aktivität Jod-, Cäsium-, Strontium-Aktivitäten, die im Primärkreis abgelagert sind
-	Desorptionsanteil von Jod, Cäsium und Strontium, bezogen auf das abgelagerte Aktivitätsinventar
-	Auswaschungsanteil von Jod, bezogen auf das abgelagerte Aktivitätsinventar

Tabelle 5-2: Ursachen der Spaltprodukt-Freisetzung ins Kühlgas  
und ihre wichtigsten Parameter

An erster Stelle steht bei karbidischem Brennstoff die Hydrolyse:



Ein geringer Teil der karbidischen Abbrand-Partikel des HTR-1160 hat aus dem Leistungsbetrieb oder herstellungsbedingt eine defekte Beschichtung, so daß Wasserdampf mit den Schwermetallkarbiden in den defekten Partikeln reagieren und diese in Oxide umwandeln kann. Dabei ändern die Partikelkerne ihre Struktur und verlieren ihre Rückhaltefähigkeit für flüchtige Spaltprodukte, hauptsächlich für Edelgase und Jod, die dann unverzögert ins Kühlgas gelangen.

Die Menge der freigesetzten Spaltprodukte hängt ab vom Anteil defekter karbidischer Partikel im Reaktorkern, dem darin befindlichen Spaltproduktinventar, der Reaktionsrate und der Freisetzungsrate hydrolysierter Partikel. Als Defektanteil der Partikel für das HTR-1160-Konzept scheint nach heutigen Erfahrungen ein Erwartungswert von  $2 \cdot 10^{-3}$  realistisch zu sein. Es wird vereinfachend angenommen, daß dieser Defektanteil direkt auf das im Kern befindliche Spaltproduktinventar bezogen werden kann, so daß bei vollständiger Hydrolyse aller defekter Partikel maximal obiger Anteil des Edelgasinventars freigesetzt wird.

Da Jod bei einer Klassifizierung der Flüchtigkeit von Spaltprodukten üblicherweise um einen Faktor 10 geringer als die Edelgase veranschlagt wird, wurde die erwartete Jodfreisetzung durch Hydrolyse auch um diesen Faktor niedriger angenommen.

Damit die Brennstoff-Hydrolyse ablaufen kann, muß der Wasserdampf durch den Brennelementgraphit bis zu den Brennstoffpartikeln diffundieren. In heißeren Bereichen des Reaktorkernes kann der Wasserdampf nicht bis an den Brennstoff diffundieren, da er von der konkurrierenden Wasserdampf-Graphit-Reaktion verbraucht wird. Die Hydrolyse bleibt daher auf kühlere Kernbereiche beschränkt.

Durch die Wasserdampf-Graphit-Reaktion wird Graphit abgebaut, wobei Kohlenmonoxid und Wasserstoff entsteht. Dabei werden metallische Spaltprodukte, die im Normalbetrieb aus den Partikeln diffundieren und am Graphit adsorbieren, ins Kühlgas freigesetzt. Die Spaltprodukt-Freisetzungsrate hängt daher von der Reaktionsrate und der Verteilung der adsorbierten Spaltprodukte ab, die beide auf der Basis von Experimenten bestimmt wurden. Außerdem ist natürlich der effektive Diffusionskoeffizient von Wasserdampf in Graphit mitbestimmend.

Die Reaktionsrate wird von der Temperatur, dem Wasserdampfpartialdruck, dem Abbrandzustand der Kernbereiche und durch Anwesenheit von Katalysatoren beeinflusst. Da die experimentelle Datenbasis für die Reaktionsrate des im HTR-1160 eingesetzten AS2-F-500-Graphits sehr schmal ist, mußten die Werte über einen großen Temperaturbereich extrapoliert werden. Für die Verteilung der Katalysatoren liegen Experimente zugrunde /5-1/.

Neben den chemischen Reaktionen des Wasserdampfes, die zur Spaltproduktfreisetzung ins Kühlgas führen, kann der im Primärkreis zirkulierende Wasserdampf auch durch physikalische Prozesse zusätzlich Spaltprodukte freisetzen. So gehen durch Desorption ein Teil der im Leistungsbetrieb an Primärkreiskomponenten abgelagerten Spaltprodukte in das Kühlgas über. Nach den bisherigen Erfahrungen ist zu erwarten, daß vor allem Jod, aber auch Cäsium und wahrscheinlich Strontium desorbiert werden. Da über den zeitlichen Verlauf der Desorption keine Angaben gemacht werden können, wurde vereinfachend angenommen, daß die Desorption von Spaltprodukten spontan zu Beginn des Wassereintruchs stattfindet und die desorbierte Aktivität sich sofort gleichmäßig im Kühlgas verteilt. Die Menge der desorbierten Spaltprodukte ergibt sich als Produkt aus abgelagertem Inventar und einem Desorptionsanteil. Aus den bisherigen Erfahrungen und Untersuchungen lassen sich Erwartungswerte des Desorptionsanteils von 0.5 bei Jod und 0.3 bei Cäsium und Strontium ableiten /5-2/.

Da sich Jodaktivität im Leistungsbetrieb vorwiegend im Bereich der kälteren Teile der Dampferzeuger ablagert, ist es wahrscheinlich, daß bei Leckagen im Vorwärmerbereich das ausströmende Wasser-Dampf-Gemisch einen erheblichen Teil der dort abgelagerten Jodaktivität auswäscht und ins Kühlgas überführt. Es wird vereinfachend angenommen, daß die gesamte Jodaktivität in den sechs Vorwärmern abgelagert ist und daß unter Berücksichtigung verschiedener Leckraten im defekten Dampferzeuger im Mittel die Hälfte der dort abgelagerten Jodaktivität ausgewaschen wird. Damit ergibt sich, bezogen auf das abgelagerte Jodinventar, als Erwartungswert ein Auswasch-Anteil von etwa 8 %.

### 5.2.2 LECKAGEMODELL UND THERMODYNAMIK

Für die Spaltproduktfreisetzung aller oben angesprochenen Vorgänge und für den Druckaufbau im Primärkreislauf ist die insgesamt eingeströmte Wasserdampfmenge wichtig. Bis zu einer Gesamtleckagemenge von etwa 6 t nimmt die Spaltproduktfreisetzung ins Kühlgas stetig zu; oberhalb dieses Wertes treten Sätti-

gungseffekte auf, da dann alle defekten Partikel hydrolysiert sind und für die Graphit-Oxidation hinreichend Wasserdampf vorhanden ist.

Die Leckgröße bzw. Leckrate und die Leckgedauer sind Parameter, mit denen der zeitliche Verlauf der Wasser-Dampf-Leckage in den Primärkreislauf beschrieben werden kann. Die Leckrate wird dabei als zeitlich konstant vorausgesetzt und entspricht dem durch Druckdifferenz und Querschnitt am Leckageort im Dampferzeuger vorgegebenen Maximalwert. Die Leckgedauer wird der Vorkühlzeit durch das Hauptkühlsystem gleichgesetzt. Zusätzlich kann bei großen und mittleren Lecks noch etwa ein Dampferzeugerinhalt in den Primärkreislauf strömen.

Mit diesen Annahmen wurden für die drei Leckklassen der kleinen, mittleren und großen Lecks repräsentative Leckparameter definiert. Als Leckageort für die Analyse der Auswirkungen wurde in allen Fällen der Vorwärmerteil des Dampferzeugers gewählt. Dort sind die maximalen Leckraten zu erwarten. Die Berechnung der eindringenden Wassermengen ist daher konservativ.

Die Auswirkungen von Wassereinbrüchen nach Dampferzeugerleckagen mit fehlerhafter Absperrung und defektem Sicherheitsventil sollen repräsentativ anhand der Ereigniskette  $L_{MCD}$  erläutert werden. Nach Eintritt der Leckage strömt aufgrund der fehlerhaften Dampferzeugerabspernung in etwa 20 Minuten 16 t Wasserdampf in den Primärkreislauf. Der Druckaufbau durch den einströmenden Wasserdampf reicht wegen der wirksamen Kühlung nicht aus, um über das Koinzidenzsignal 'Feuchte hoch' und 'Druck im RDB hoch' eine automatische Abschaltung des Hauptkühlsystems anzuregen. Der Temperatur- und Druckverlauf ist in Bild 5-8 für diesen Fall dargestellt.

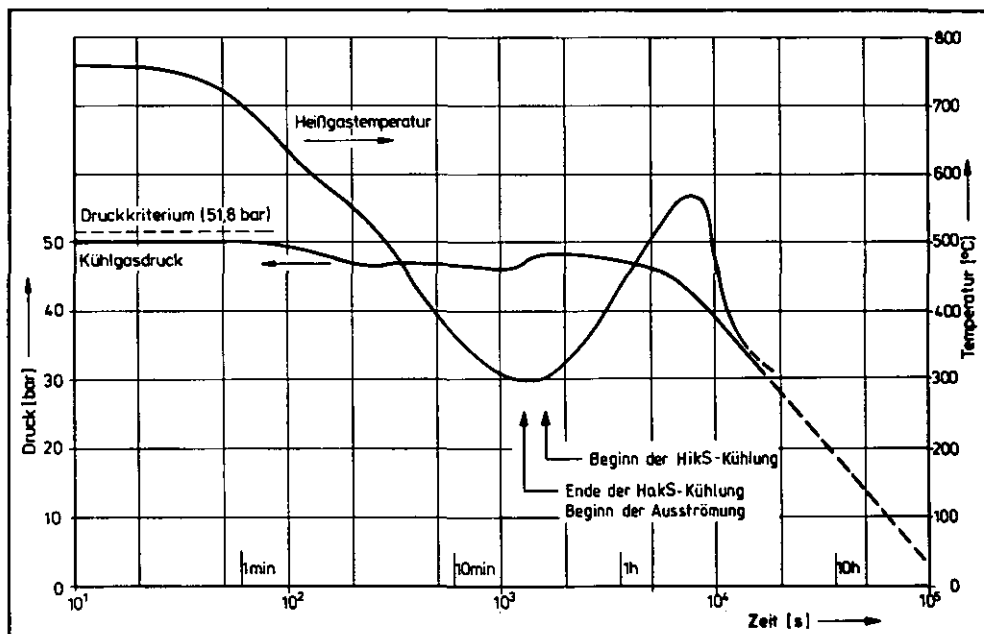


Bild 5-8: Druck- und Temperaturverlauf bei der Ereigniskette  $L_{MCD}$



Schaltet der Operateur nach etwa 20 Minuten das Hauptkühlssystem ab, so kann das Kühlgas über das Dampferzeugerleck und das undichte Sicherheitsventil ausströmen. Die Rechnungen ergaben für den Druckabbau im Primärkreislauf eine Ausströmzeit von etwa 25 Stunden.

### 5.2.3 SPALTPRODUKTFREISETZUNG INS KÜHLGAS

Mit den oben genannten Randbedingungen wurde die Spaltproduktfreisetzung der repräsentativen Ereigniskette  $L_{MCD}$  untersucht. Da vorausgesetzt wird, daß Desorption und Auswaschung von Spaltprodukten spontan geschehen, ist nur für Brennstoff-Hydrolyse und Graphit-Oxidation ein zeitlicher Verlauf anzugeben. Bild 5-9 zeigt den Verlauf des Anteils hydrolysierten defekter Partikel und die durch die Graphit-Wasserdampf-Reaktion umgesetzte Graphitmenge in Abhängigkeit von der Zeit. Die Hydrolyse steigt in dem Zeitbereich, in dem die Reaktionsgeschwindigkeit der Graphit-Oxidation wegen der niedrigen Temperaturen sehr klein ist, stark an und erreicht nach etwa einer halben Stunde den Sättigungswert.

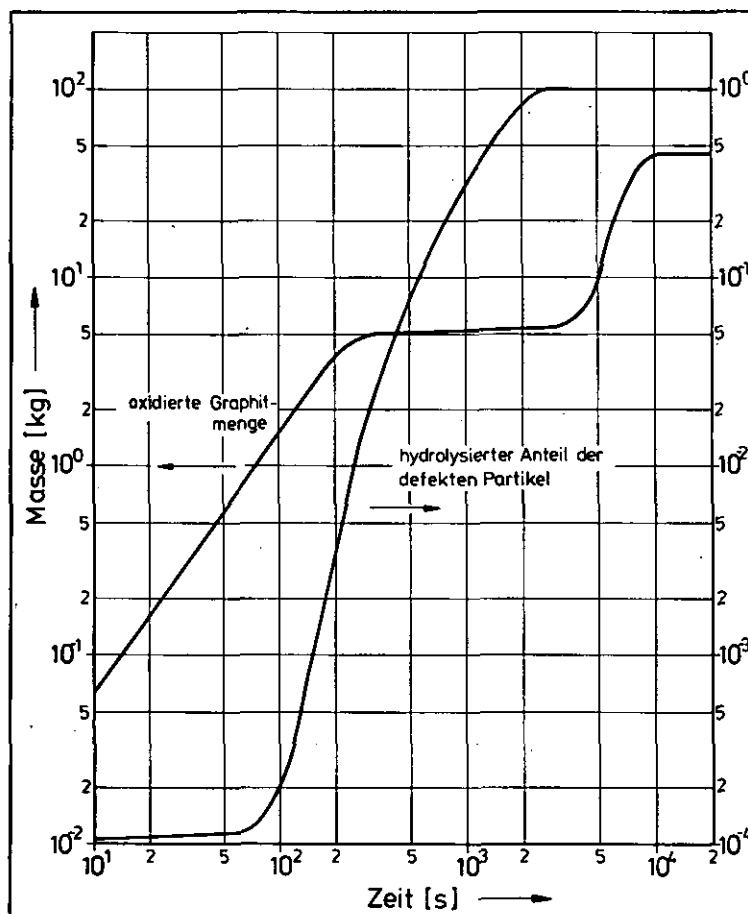


Bild 5-9: Oxidierte Graphitmenge und hydrolysierte Anteil der defekten Partikel in der Ereigniskette  $L_{MCD}$  (Gesamtleckage ~16 t)

Die Erwartungswerte der durch alle vier Prozesse ins Kühlgas freigesetzten Aktivitäten sind in Tab. 5-3 nach Nukliden und Ursachen differenziert zusammengestellt.

Nuklid	Freisetzung ins Kühlgas in Curie			Gesamt-Freisetzung
	BE-Hydrolyse Graphit-Oxydation	Desorption	Auswaschung	
Kr - 85	2.5 + 3			2.5 + 3
Kr - 88	2.4 + 5			2.4 + 5
Xe - 133	3.2 + 5			3.2 + 5
Xe - 135	3.7 + 4			3.7 + 4
J - 131	1.6 + 4	3.6 + 3	6.3 + 2	2.0 + 4
J - 133	3.2 + 4	2.5 + 3	4.3 + 2	3.5 + 4
J - 135	2.8 + 4	1.1 + 3	1.8 + 2	2.9 + 4
Sr - 89	8.3 + 2	1.6 + 3		2.4 + 3
Sr - 90	4.4 + 1	1.9 + 3		1.9 + 3
Cs - 134	8.0 + 2	1.8 + 4		1.9 + 4
Cs - 137	3.4 + 2	4.3 + 4		4.3 + 4

2.5 +3 bedeutet  $2.5 \cdot 10^3$

Tab. 5-3: Erwartungswerte der integralen, ins Kühlgas freigesetzten Aktivitäten nach Rohrbruch im Dampferzeuger-Vorwärmer ( $L_{MCD}$ ), bei einer Gesamt-Leckagemenge von  $\sim 16$  t

Es dominiert die Edelgasfreisetzung durch Hydrolyse mit etwa  $2.5 \cdot 10^5$  Ci Krypton und  $4 \cdot 10^5$  Ci Xenon. Auch die Jodfreisetzung durch Hydrolyse ist mit etwa  $8 \cdot 10^4$  Ci höher als die durch Desorption mit rund  $10^4$  Ci. Die Jodfreisetzung durch Auswaschung mit rund  $10^3$  Ci kann demgegenüber vernachlässigt werden.

Zur Kühlgasfreisetzung von Cäsium und Strontium trägt in erster Linie die Desorption mit  $6 \cdot 10^4$  bzw.  $4 \cdot 10^3$  Ci bei, die Beiträge aus Graphit-Oxidation sind mit jeweils etwa  $10^3$  Ci deutlich kleiner.

Die Übertragung dieser Ergebnisse auf Ereignisketten der anderen Leckklassen kann am einfachsten über die insgesamt in den Primärkreislauf eingeströmte Wassermenge durchgeführt werden, wobei die in Kapitel 5.2.2 beschriebenen Sättigungseffekte zu berücksichtigen sind. Es zeigt sich, daß die Hydrolyse im Fall der repräsentativen Ketten  $L_{KCD}$  und  $L_{KCDF}$  kleiner Lecks mehr als eine Größenordnung niedriger ist. Daher kann angenommen werden, daß auch die De-

sorption und Auswaschung von Jod um etwa eine Größenordnung niedriger ist als bei mittleren Leckagen. Das bedeutet, daß mit einer Freisetzung von  $3 \cdot 10^4$  Ci Krypton,  $4 \cdot 10^4$  Ci Xenon und etwa  $10^4$  Ci Jod gerechnet werden muß.

#### 5.2.4 SPALTPRODUKTFREISETZUNG IN DIE ATMOSPHÄRE

Die über das Dampferzeugerleck und das undichte Frischdampf-Sicherheitsventil in die Atmosphäre strömende Spaltproduktaktivität hängt vom zeitlichen Verlauf ihrer Konzentration im Kühlgas und der Ausströmrates aus dem Primärkreislauf ab.

Für die Aktivität im Kühlgas wurde eine Bilanzgleichung aufgestellt, die den Übergang von gebundenen Spaltprodukten in das Kühlgas aufgrund der in Tabelle 5-2 beschriebenen Ursachen, die Zerfallsrate der Nuklide und die Ausströmrates aus dem Primärkreislauf berücksichtigt. Mit den Randbedingungen, daß die Spaltproduktkonzentration im Kühlgas homogen ist und der Massenstrom aus dem Primärkreis nur vom Leckquerschnitt und der Druckdifferenz bestimmt wird, erhält man durch Integration über die Zeit die in Bild 5-10 dargestellte kumulative Freisetzung von Spaltprodukten für die repräsentative Kette  $L_{MCD}$ .

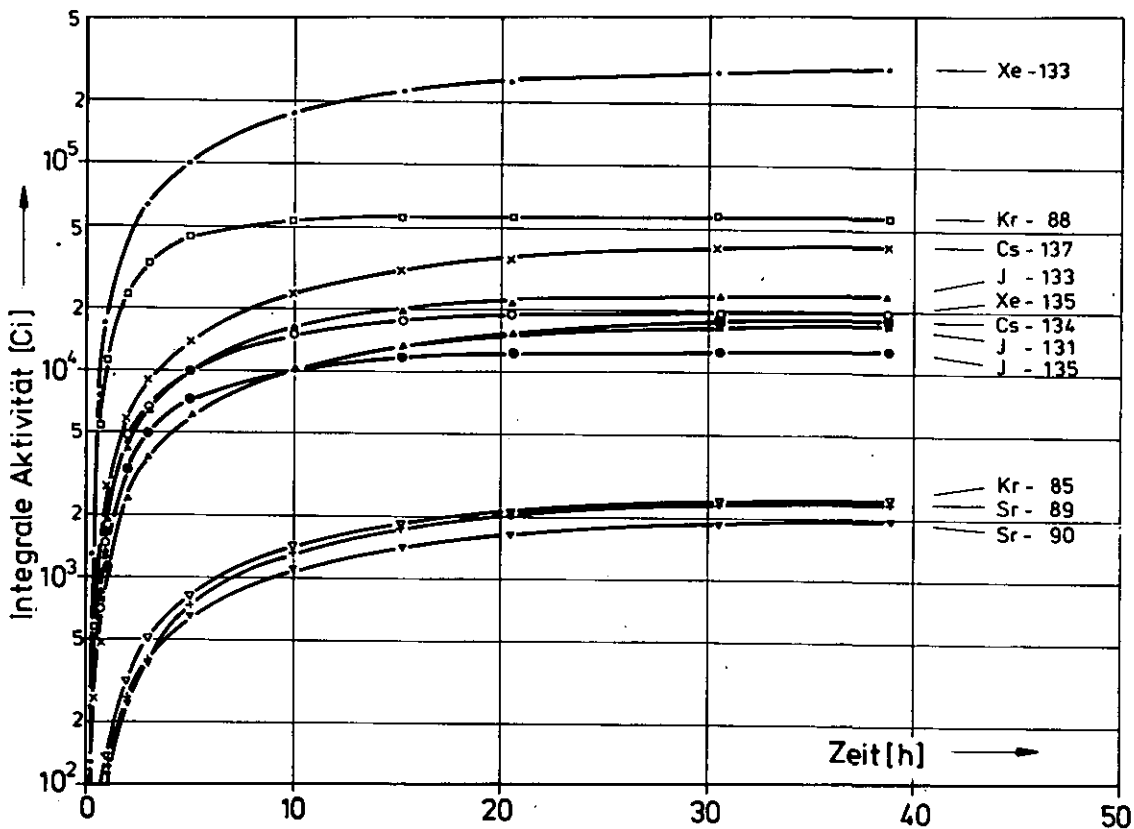


Bild 5-10: Kumulierte Aktivität in der Atmosphäre, Ereigniskette  $L_{MCD}$

Wegen der hohen Feuchte des Kühlgases wurde keine Ablagerung von Spaltprodukten im Ausströmpfad berücksichtigt. Nach diesen Rechnungen ist innerhalb von 24 Stunden der größte Teil der Spaltprodukte freigesetzt.

Insgesamt ist mit einem Ausströmen von  $6 \cdot 10^4$  Ci Krypton,  $3 \cdot 10^5$  Ci Xenon,  $6 \cdot 10^4$  Ci Jod,  $4 \cdot 10^3$  Ci Strontium und  $6 \cdot 10^4$  Ci Cäsium zu rechnen.

Die Aktivitätsfreisetzung bei entsprechenden Ereignisketten der kleinen und großen Lecks in Dampferzeugern ändert sich gegenüber der für mittlere Lecks vor allem durch die unterschiedliche Ausströmrates. So kann bei Ausströmzeiten von 3 - 10 Stunden nach Eintritt eines großen Lecks und versagendem Frischdampfventil ein wesentlich geringerer Anteil der kurzlebigen Spaltprodukte zerfallen. Dadurch steigt die in die Atmosphäre gelangende Aktivität von Krypton-88 auf  $10^5$  Ci an.

Umgekehrt ist bei kleinen Leckraten die Ausströmzeit so lang, daß nur noch die langlebigen Isotope Kr-85, Xe-133 und J-131 und die Cäsium- und Strontiumisotope eine Rolle spielen. Außerdem ist es möglich, während der langen Druckentlastung Gegenmaßnahmen zu treffen, indem der Operateur über die Heliumreinigungsanlage bis zu 90 % des Primärkühlmittels in die Flaschen des Reingas-lagers abpumpt. Dadurch kann die Spaltproduktfreisetzung in die Atmosphäre um etwa eine Größenordnung gesenkt werden. Da bereits die Freisetzung ins Kühlgas geringer ist als bei mittleren Lecks, ergeben sich folgende integrale Freisetzungen: ungefähr  $10^2$  Ci Krypton,  $5 \cdot 10^3$  Ci Xenon und  $5 \cdot 10^2$  Ci Jod. Die Strontium- und Cäsiumaktivität wird etwa zwei Größenordnungen niedriger sein als bei den mittleren Lecks, also  $10^2$  Ci Strontium und  $10^3$  Ci Cäsium.

#### 5.2.5 KERNAUFWERZUNG NACH WASSEREINBRUCH

Die Ereignisketten  $L_K E$  und  $L_M E$  erfassen den Teil der Kernaufheizungen, die durch einen Wassereinbruch ausgelöst werden, aber nicht über das Leck im Dampferzeuger zur unmittelbaren Freisetzung von Spaltprodukten in die Atmosphäre führen. Diese Ketten sind hinsichtlich ihrer Auswirkungen mit den in Kapitel 4 beschriebenen Kernaufheizungen vergleichbar. Die aufgeführten Ketten erfassen sowohl eine mögliche Freisetzung nach Versagen des Reaktorschutzgebäude-Abschlusses als auch die Freisetzung nach einem frühen oder späten Strukturversagen infolge einer Gasverbrennung oder einer Gasansammlung im Schutzgebäude (s. Kapitel 4.3.2). Die Ketten sind daher den Kernaufheizkategorien KA-2, 3, 5, 7, 8 zugeordnet. Sie tragen etwa 5 % zur Häufigkeit der jeweiligen Kategorie bei.

Die Kernaufheizketten  $L_K CDE$  und  $L_M CDE$ , die eine direkte Spaltproduktfreiset-

zung über den defekten Dampferzeuger und das beschädigte Frischdampf-Sicherheitsventil in die Atmosphäre berücksichtigen, sind zu einer gesonderten Kategorie zusammengefaßt. Nimmt man an, daß das undichte Sicherheitsventil dem fehlenden Gebäudeabschluß entspricht, so können diese Ketten mit denen von KA-2 verglichen werden. Eine Übertragung der ermittelten Auswirkungen von KA-2 ist jedoch nur eine grobe Abschätzung, da wegen der nicht immer übereinstimmenden Parameter bei der Modellierung die Spaltproduktfreisetzung mit großen Unsicherheiten behaftet ist.

Die Freisetzung ist dadurch charakterisiert, daß nach Eintritt des Störfalles neben der normalen Kühlgasaktivität die zusätzlich durch den Wassereintrich freigesetzten Spaltprodukte und die mit einsetzendem Partikelbruch freiwerdenden Edelgase sowie Jod und Tellur während der über mehrere Stunden ablaufenden Druckentlastungsphase in die Atmosphäre gelangen. Im Anschluß an die Druckentlastung werden in den nächsten 120 Stunden nur wenig Spaltprodukte freigesetzt. Erst durch den Druckanstieg mit Beginn der Betonzerstörung können wieder größere Mengen an Spaltprodukten ausgetrieben werden.

Bei kleinen Lecks kann der Druckanstieg durch das freiwerdende Betonwasser nicht schnell genug durch Ausströmen kompensiert werden. Nach einer gewissen Zeit sprechen daher die Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters an. Zu diesem Zeitpunkt ist die Temperatur des ausströmenden Gases bereits so hoch, daß ein Versagen des Sicherheitsventils in der geöffneten Position wahrscheinlich ist. Es ist anzunehmen, daß durch die Druckentlastung ein Teil der ablagerungsfähigen Spaltprodukte im Reaktorschutzgebäude festgehalten wird und nur ein Teil in die Atmosphäre strömt. Um gesicherte quantitative Aussagen über die Anteile zu ermöglichen, sind in Zukunft weitere Untersuchungen notwendig.

Nach derzeitigem Kenntnisstand ergeben sich als Spaltproduktfreisetzung folgende kumulierte Aktivitäten (Tabelle 5-4): Die Edelgasfreisetzung beträgt ungefähr  $10^8$  Ci, die Freisetzung von Jod weniger als  $4 \cdot 10^6$  Ci. Strontium-89 wird mit weniger als  $10^6$  Ci und Strontium-90 unter  $6 \cdot 10^4$  Ci freigesetzt, während Cäsium unter  $2 \cdot 10^5$  Ci liegt.

Für die nicht gasförmigen Spaltprodukte können die angegebenen Freisetzungen als obere Grenzwerte angesehen werden, da Rückhaltungsmöglichkeiten im Ausströmpfad quantitativ nicht berücksichtigt werden konnten.

## 5.2.6 FREISETZUNGSKATEGORIEN

Die in den Ablaufdiagrammen 5-6 und 5-7 dargestellten Ereignisketten können unter Zuhilfenahme der Spaltproduktfreisetzungsmechanismen und ihrer Auswirkungen in Kategorien eingeordnet werden. In Tab. 5-4 sind für markante Zeitpunkte die kumulierten Freisetzungswerte der verschiedenen Kategorien zusammengestellt.

FREISETZUNGSKATEGORIE		Häufigkeit pro Reaktor-Jahr (Unsicherheitsfaktor)	Kumulierte Freisetzung in Curie (Unsicherheitsfaktor)					
Nr.	Beschreibung		Zeit in Stunden	Kr-Xe (7)	J (6)	Sr-89 (21)	Sr-90 (26)	Cs (34)
WE-1	Mittlere Lecks; ca. 16t Wasser im Primärkreislauf, Freisetzung über Sekundärkreislauf.	$8 \cdot 10^{-5}$ (25) $L_{MCD} - 100\%$	1,5 14 > 25	$2 \cdot 10^4$ $3 \cdot 10^5$ $4 \cdot 10^5$	$6 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^4$ $6 \cdot 10^4$	$10^2$ $10^3$ $2 \cdot 10^3$	$10^2$ $10^3$ $2 \cdot 10^3$	$4 \cdot 10^3$ $4 \cdot 10^4$ $6 \cdot 10^4$
WE-2'	Vorwiegend kleine Lecks; weniger als 1t Wasser im Primärkreislauf, Kühlmittelabzug ins Reingaslager, langsame Freisetzung über Sekundärkreislauf.	$1 \cdot 10^{-3}$ (12) $L_{KCD} 94\%$ $L_{M-Ketten} 6\%$	1,5 14 > 25	$\sim 10^2$ $\sim 10^3$ $\sim 3 \cdot 10^3$	$10^1$ $\sim 10^2$ $\sim 5 \cdot 10^2$	- $< 10^1$ $< 10^2$	- $< 10^1$ $< 10^2$	$\sim 10^1$ $\sim 10^2$ $\sim 10^3$
WE-2''	Wie WE-2' aber kein Kühlmittelabzug.	$3 \cdot 10^{-5}$ (21) $L_{KCDF} 80\%$ $L_{M-Ketten} 20\%$	1,5 14 > 100	$\sim 10^3$ $< 10^4$ $\sim 3 \cdot 10^4$	$\sim 10^2$ $\sim 10^3$ $\sim 5 \cdot 10^3$	$\sim 10^1$ $\sim 10^2$ $< 10^3$	$\sim 10^1$ $\sim 10^2$ $< 10^3$	$\sim 2 \cdot 10^2$ $\sim 10^3$ $< 10^4$
WE-3	Kernaufheizung nach Wassereinbruch; verzögerte Beton- zerstörung, Freisetzung über Sekundärkreislauf.	$3 \cdot 10^{-7}$ (26) $L_{KCDE} 82\%$ $L_{MCDE} 18\%$	1,5 14 > 120	$10^3 / 2 \cdot 10^4$ $10^4 / 3 \cdot 10^5$ $\sim 10^6$	$10^2 / 6 \cdot 10^3$ $10^3 / 4 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^6$	$10^1 / 10^2$ $10^2 / 10^3$ $10^6$	$10^1 / 10^2$ $10^2 / 10^3$ $6 \cdot 10^4$	$2 \cdot 10^2 / 4 \cdot 10^3$ $10^3 / 4 \cdot 10^4$ $8 \cdot 10^5$

Tab. 5-4: Freisetzungskategorien mit zugehörigen Häufigkeiten und zeitabhängigen Freisetzungen (Erwartungswerte) für Lecks im Dampferzeuger

Kategorie WE-1 umfaßt Wassereinbruchstörfälle über mittlere Lecks mit einer Häufigkeit von  $8 \cdot 10^{-5}$ /Reaktor-Jahr. In dieser Kategorie dominiert die Ereigniskette  $L_{MCD}$ . Die Auswirkungen der Kategorie enthalten vollständige Hydrolyse defekter Partikel, starke Graphit-Oxidation und Desorption. Die Spaltprodukte gelangen in spätestens 25 Stunden in die Atmosphäre.

Druckentlastungen über kleine Lecks in Dampferzeugern lassen aufgrund der geringen Ausströmraten eine erhebliche Verminderung der Spaltproduktfreisetzung durch Abpumpen des Kühlgases in das Reingaslager im Verlauf des Störfalles zu. Da sich die Auswirkungen der Störfälle, je nach Erfolg oder Mißerfolg dieser Aktion, um etwa eine Größenordnung unterscheiden, sind die sonst ähnlichen Ereignisketten in die zwei Kategorien WE-2' und WE-2'' eingeordnet.

In der Kategorie WE-3 sind die Kernaufheizstörfälle nach Wassereinbruch mit Freisetzung über das Frischdampf-Sicherheitsventil zusammengefaßt. Die Häufigkeit dieser Kategorie wird durch die Kernaufheizung nach kleinen Lecks bestimmt; die Auswirkungen sind denen von Kernaufheizungen nach mittleren Lecks annähernd gleich. Diese Kategorie liefert einen Beitrag von etwa 50 % zur Kernaufheizkategorie KA-2.

#### 5.2.7 UNSICHERHEITEN DER AUSWIRKUNGEN

Auch bei Bestimmung der Auswirkungen von Wassereinbruchstörfällen sind Unsicherheiten der Modelle und der Daten zu berücksichtigen.

Modellunsicherheiten sind im allgemeinen durch konservative Interpretation der Modelle oder konservative Zusatzannahmen berücksichtigt worden (siehe Leckagemodell, Thermodynamik, Freisetzungsmechanismen etc). Die Kategorie WE-1 ist unempfindlich gegenüber den meisten konservativen Annahmen, da die Auswirkungen durch Sättigungseffekte bestimmt werden. Dies gilt nicht für die Kategorien WE-2' und WE-2". Die Unsicherheiten der Kategorie WE-3 haben die gleichen Ursachen wie die der zugeordneten Kernaufheiz-Kategorie KA-2.

Um den Einfluß der Datenunsicherheit auf die Ergebnisse zu untersuchen, wurde die Freisetzung der Spaltprodukte mit einem sehr vereinfachten Modellansatz berechnet, wobei die Verteilungen der wichtigsten Parameter (siehe Tabelle 5-2) durch statistische Variation berücksichtigt wurden. Das Modell nimmt an, daß zu Beginn des Ausströmens von Kühlgas in die Umgebung die integrale Freisetzung der Spaltprodukte abgeschlossen ist und durch freigesetzte Anteile der Inventare angegeben werden kann. Den Faktoren, die diese Anteile bestimmen, müssen die notwendigen Unsicherheiten zugeordnet werden. Ausströmung in die Umgebung und Integration der ausgeströmten Aktivitäten führen dann zu den endgültigen Unsicherheiten, die im folgenden für die Kategorie WE-1 als Unsicherheitsfaktoren logarithmischer Normalverteilungen, bezogen auf deren Medianwert, angegeben werden.

Der Unsicherheitsfaktor der Edelgasfreisetzung (7) wird von der Unsicherheit des Hydrolysebeitrags bestimmt, dieser wiederum vom Partikelbruch (3) und der Hydrolyserate (3). Für den Unsicherheitsfaktor der Jodfreisetzung (6) gilt ähnliches, die Unsicherheit der Joddesorption (4) macht sich wenig bemerkbar. Der Unsicherheitsfaktor der Cäsiumfreisetzung (34) wird fast ganz durch die Unsicherheit der abgelagerten Cäsiumaktivität (30) festgelegt, der Rest ist auf Desorption (2) und den geringen Beitrag durch Graphit-Oxidation (14) zurückzuführen. Dies gilt ebenso für den Unsicherheitsfaktor von Sr-90 (26).

Nur bei Sr-89 (21) liefert die Graphit-Oxidation (14) einen merklichen Beitrag. Die Unsicherheiten des Ausströmmodells haben aufgrund der langen Halbwertszeiten der freigesetzten Nuklide keinen wesentlichen Einfluß.

### 5.3 ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG

Wassereinbrüche in den Reaktorkern aus Dampferzeugerleckagen sind Ereignisse, mit deren Auftreten bei Betrieb von Hochtemperaturreaktoren des HTR-1160-Konzeptes gerechnet werden muß. Erwartet werden kleine Undichtigkeiten, deren Ausströmraten unter 0,5 kg/sec liegen, mit einer Häufigkeit von  $8 \cdot 10^{-1}$ /Reaktor-Jahr bei einem Unsicherheitsfaktor von 5. Lecks größerer Ausströmquerschnitte sind seltenere Ereignisse. Ihre Eintrittswahrscheinlichkeit mußte aus der Statistik kleiner Leckagen und einem einzigen in 1162 zugrundegelegten Dampferzeuger-Betriebsjahren beobachteten großen Leck geschätzt werden. Die Annahme, daß mittlere Lecks mit einer Häufigkeit von  $7 \cdot 10^{-2}$  und große Lecks mit  $2 \cdot 10^{-4}$  pro Reaktorjahr auftreten können, ist demzufolge mit größeren Unsicherheiten behaftet. Das dokumentieren die Unsicherheitsfaktoren von 12 für mittlere Lecks und 30 für große Lecks.

Wassereinbrüche ziehen ohne Versagen der zur Beherrschung vorgesehenen Sicherheitssysteme keine Aktivitätsfreisetzung nach sich. Zum Risiko des analysierten Konzeptes liefern nur diejenigen Ketten einen Beitrag, bei denen nach Dampferzeugerleck, Feuchtedetektion und Reaktorschnellabschaltung die speisewasserseitige Absperrung des Dampferzeugers nicht funktioniert, so daß durch Folgeversagen des Frischdampf-Sicherheitsventils eine direkte Verbindung zwischen dem Primärkreislauf und der Umgebung entsteht, über die Kühlmittel und Spaltprodukte in die Atmosphäre ausströmen. Diese Ereignisketten sind nach drei Freisetzungskategorien WE-1 bis WE-3 unterschieden. Kategorie WE-1 erfaßt Wassereinbrüche von ca. 16 t in den Reaktorkern. Die Ereigniskette  $L_{MCD}$  dieser Kategorie wird durch ein mittleres Leck ausgelöst. Als Erwartungswert für die Kette wurde eine Häufigkeit von  $8 \cdot 10^{-5}$ /Reaktor-Jahr bei einem Unsicherheitsfaktor von 27 ermittelt. Trotz langfristiger Nachwärmeabfuhr gelangen bei 100 %iger Hydrolyse, maximaler Oxidation und Desorption innerhalb von 25 Stunden kumuliert  $4 \cdot 10^5$  Ci Xenon und Krypton,  $6 \cdot 10^4$  Ci Jod,  $2 \cdot 10^3$  Ci Strontium-89,  $2 \cdot 10^3$  Ci Strontium-90,  $6 \cdot 10^4$  Ci Cäsium über das Leck im Dampferzeuger und das defekte Sicherheitsventil in die Umgebung. Es werden zu einem relativ frühen Zeitpunkt erhebliche Mengen an Spaltprodukten freigesetzt. Die Freisetzung wird hierbei durch folgende anlagenspezifische Merk-



male bestimmt: die Verwendung karbidischen Brennstoffs, das eher konservativ geschätzte abgelagerte Spaltproduktinventar und das Folgeversagen des Frischdampf-Sicherheitsventils.

Ereignisketten der Kategorie WE-2, die Wassereinbrüche bis zu 1 t erzeugen können, haben wegen der langsamen Druckentlastung, der geringen Oxidations- und Desorptionseffekte, der nur 10 %igen Hydrolyse und Gegenmaßnahme durch Abpumpen des Heliums in der Kategorie WE-2', geringere Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung zur Folge.

Mit großen Unsicherheiten behaftet ist die Bewertung der in Kernaufheizungen mündenden Ereignisse nach einem Wassereinbruch mit Freisetzungspfad über das offene Frischdampf-Sicherheitsventil. Die Auswirkungen dieser Ketten sind in Kategorie WE-3 beschrieben. Sie sind der Kategorie KA-2 äquivalent. Entsprechend ihrer erwarteten Häufigkeit trägt sie zu 50 % zu den Risiken der Kernaufheizkategorie KA-2 bei.

Die Untersuchung der Wassereinbruchstörfälle für das deutsche Anlagenkonzept hat gegenüber AIPA zu teilweise abweichenden Ergebnissen geführt, die durch Unterschiede der Referenzanlagen (Bild 5-11), durch neue Auswertungen von Dampferzeuger- und Komponentenstatistiken sowie durch Berücksichtigung zusätzlicher Freisetzungsmechanismen begründet werden können.

Aus der Sicht der Zuverlässigkeitsanalyse des Wassereinbruchs unterscheidet sich die deutsche von der amerikanischen Anlage in zwei wesentlichen Systemen, dem Dampferzeuger-Entlastungssystem und dem Überdrucksicherungssystem des Sekundärkreislaufes. Das amerikanische Anlagenkonzept sieht die Entleerung des abgeschalteten Dampferzeugers direkt in die Umgebung vor. Die dominierende Ereigniskette der AIPA-Studie ergibt sich aus dem Versagen der beiden redundanten Absperrarmaturen der Dampferzeuger-Entlastungsleitung, wodurch über das Leck im Dampferzeuger und die offene Entlastungsleitung Aktivität in die Atmosphäre entweichen kann.

Der gleiche Störfall ist beim HTR-1160 wegen der Entleerung des Dampferzeuger-inhaltes in einen Behälter im Reaktorschutzgebäude nicht denkbar.

Die dominierende Ereigniskette führt beim deutschen Anlagenkonzept ebenfalls zu einem Freisetzungspfad in die Atmosphäre durch Mißlingen der speisewasserseitigen Absperrung des defekten Dampferzeugers und den dadurch verursachten

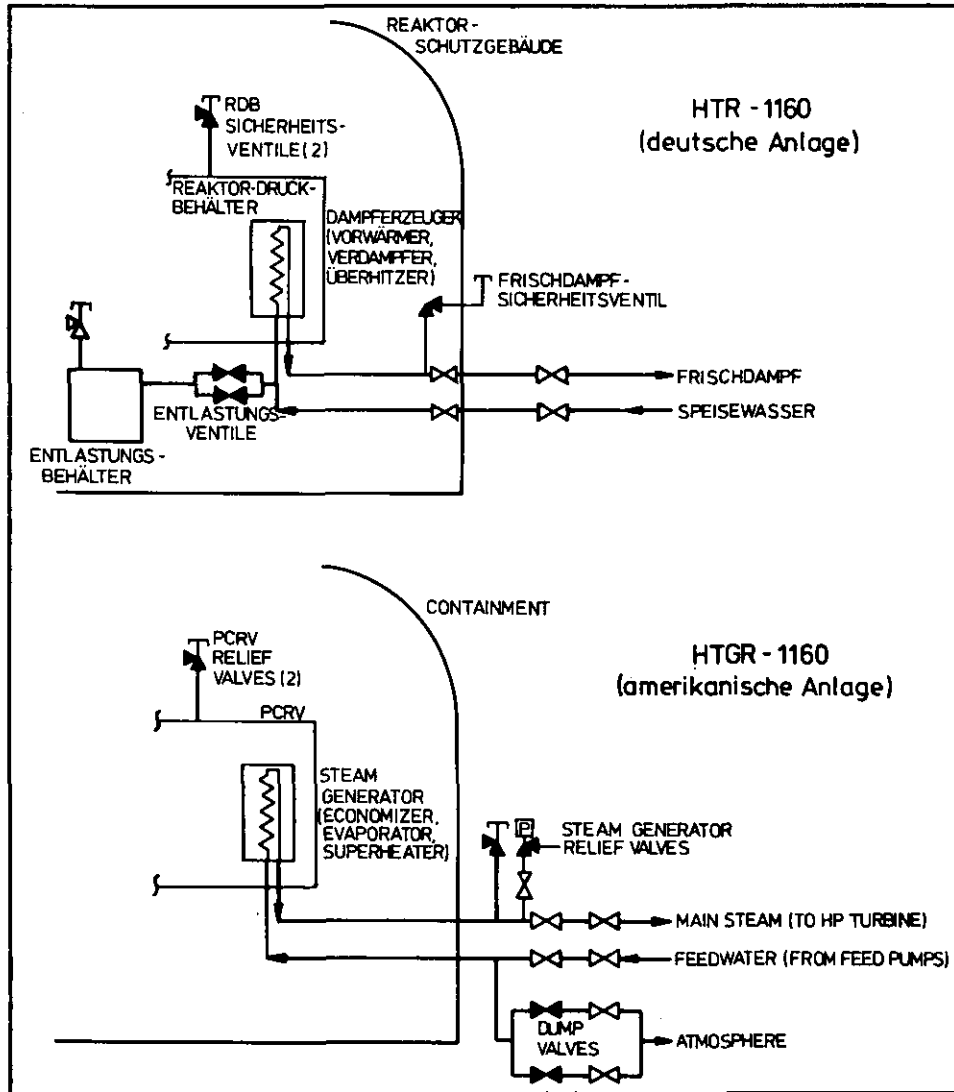


Bild 5-11: Wesentliche Anlagenunterschiede mit Einfluß auf Wassereinträge

Folgeschaden am Frischdampf-Sicherheitsventil. In der amerikanischen Anlage ist ein Folgeschaden des Frischdampf-Sicherheitsventils unwahrscheinlicher, da zunächst das im Ansprechdruck niedriger kalibrierte, absperzbare Abblasseventil öffnet, so daß das Frischdampf-Sicherheitsventil nicht mit dem vollen Wasserdruck beaufschlagt wird.

Die Auswertung der zugrunde gelegten Schadenserfassung von Dampferzeugern ergab wegen der Berücksichtigung auch konstruktiv bedingter Fehler im Vergleich zu den AIPA-Untersuchungen einen deutlich höheren Erwartungswert für kleine und mittlere Lecks. Der Erwartungswert bei kleinen Lecks ist mit  $8 \cdot 10^{-1}$  gegenüber dem AIPA-Wert von  $9 \cdot 10^{-2}$  um eine Größenordnung, der für mittlere Lecks von  $7 \cdot 10^{-2}$  gegenüber  $10^{-2}$  um etwa eine halbe Größenordnung

erhöht. Die AIPA-Studie untersucht nur Leckagen bis maximal 11 kg/sec. Die vorliegende Studie berücksichtigt auch noch Leckagen bis 41 kg/sec.

Unterschiede in den benutzten Zuverlässigkeitskenngrößen machten sich bei der Analyse der Dampferzeugerabspernung deutlich bemerkbar. Die Nichtverfügbarkeit stieg gegenüber AIPA um eine Größenordnung.

In der vorliegenden Studie wurden gegenüber AIPA zusätzliche Mechanismen der Spaltproduktfreisetzung berücksichtigt, die zu höheren Auswirkungen führten. Eine Ausnahme ist die Edelgasfreisetzung durch Hydrolyse in das Kühlgas, die in beiden Studien annähernd gleich hoch ist. Da beim Ausströmen dieser Spaltprodukte in die Atmosphäre keinerlei Rückhaltung wirksam werden kann, müßte die integral ausgeströmte Aktivität - zumindest langlebiger Spaltprodukte - ebenfalls ähnlich hoch sein. Bei kurzlebigen Edelgasaktivitäten können die Ci-Werte der mit der Kategorie WE-1 dieser Studie vergleichbaren Freisetzungskategorie SG-1 der AIPA-Studie höher liegen, da dort größere Ausströmquerschnitte für die dominante Ereigniskette zugrunde gelegt wurden. Die Rechnungen dieser Studie ergaben für die ausströmende Jodmenge um etwa zwei Größenordnungen höhere Werte, da zusätzlich zu den in AIPA allein berücksichtigten staubgebundenen Jod-Aktivitäten bei Normalbetrieb auch Jod-Freisetzung durch Hydrolyse und Jod-Desorption berücksichtigt wurden. Das in die Atmosphäre gelangende Jod gewinnt in dieser Untersuchung deutlich an Bedeutung.

Die angegebenen Freisetzungswerte von Cäsium und Strontium enthalten im Unterschied zu AIPA auch Anteile aus der dort nicht berücksichtigten Desorption abgelagerter Aktivitäten, deren Unsicherheiten erheblich größer sind als die der Edelgas- und Jodaktivitäten. Je nach Isotop wird im Vergleich zu AIPA eine bis zu einem Faktor 25 höhere Freisetzung in das Kühlgas erwartet.

Es ist demnach davon auszugehen, daß Cäsium und Strontium für die Auswirkungen an Bedeutung gewinnen, zumal AIPA mit sehr hohen Rückhaltungen in den Ausströmpfaden rechnet. In dieser Untersuchung ist keine Rückhaltung von Cäsium und Strontium berücksichtigt, da der Hauptbeitrag zu ihrer Freisetzung ins Kühlgas durch Desorption im feuchten Kühlmittel geliefert wird und es unter den relativ einfachen Annahmen für die Desorption nicht sinnvoll erscheint, mit Wiederablagerung unter ähnlichen Verhältnissen in den Ausströmpfaden zu rechnen. Es sollte aber in weiteren Untersuchungen die Bedeutung sowohl der Desorption wie auch der Ablagerung von Spaltprodukten in feuchter Kühlmittelatmosphäre genauer untersucht werden. Bis dahin muß angenommen werden, daß

auch Cäsium und Strontium zu den Auswirkungen der Wassereinbruchstörfälle beitragen.

Abschließend bleibt festzustellen, daß eine vollständige, wissenschaftlich abgesicherte, realistische Beschreibung der durch Wassereinbrüche aus Dampferzeugerlecks ausgelösten Störfälle weiterer Forschungen bedarf. Das trifft weniger auf die Analyse der Systemtechnik als vielmehr auf die Modelle der thermohydraulischen und dynamischen Abläufe und die Vorgänge der Spaltproduktfreisetzung zu.

## SCHRIFTTUM

- /5-1/ AIPA HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report  
Volume V AIPA Fission Product Source Terms, GA-A 13167 (1976)  
General Atomic, San Diego
- /5-2/ F.P.O. Ashworth: Information from the Water Ingress Accident on AVR  
Jül-Spez-43 (1979)

## 6. EINLEITENDE EREIGNISSE UND STÖRFÄLLE VON GERINGERER BEDEUTUNG

In den Kapiteln 4 und 5 wurden auslösende Ereignisse und Ereignisketten vorgestellt, die für einen HTR die größten Risikobeiträge erwarten lassen und dementsprechend für Angaben zum HTR-Risiko repräsentativ sind. Zur Erhärtung dieser Aussage sind aber noch andere Ereignisse zu untersuchen, die entweder in die bisher betrachteten Ereignisketten und Freisetzungsphänomene einmünden oder andersartige, aber weniger gravierende Vorgänge in der Anlage auslösen. In die erste Kategorie fallen vor allem Störfälle durch Einwirkungen von außen, wobei im wesentlichen zu klären ist, mit welcher Wahrscheinlichkeit ein solches Ereignis eine Kernaufheizung einleitet (Kapitel 6.3 und 6.4). In der zweiten Kategorie werden anlageninterne Störfälle behandelt, die zu einer Druckentlastung des Primärkreises führen. Dazu gehören bei der zugrunde gelegten Systemauslegung 'Lecks im Zwischenüberhitzer' (Kapitel 6.1) mit der Möglichkeit einer Freisetzung von Kühlgasaktivität direkt in die Umgebung sowie Brüche am Primärkreis mit Druckentlastung ins Reaktorschutzgebäude und einem möglichen Lufteinbruch in den Reaktorkern (Kapitel 6.2).

Das methodische Vorgehen bei diesen Analysen unterscheidet sich von dem Vorgehen bei den bisher untersuchten Ereignissen dadurch, daß auf eine vollständige quantitative Bewertung einschließlich der Unsicherheiten verzichtet wird. Häufigkeit und Freisetzungswerte werden lediglich durch eine Art obere Grenzabschätzung ermittelt. Die Betrachtungen werden dann abgebrochen, wenn die Störfallabläufe bisher untersuchten gleichen, aber von geringerer Häufigkeit sind oder klar erkennbar keinen nennenswerten Beitrag zum Risiko liefern können. Das vorliegende Kapitel gibt die Untersuchung zusammenfassend wieder. Weitere Einzelheiten sind den entsprechenden Kapiteln in den Fachbänden III und IV zu entnehmen.

## 6.1 LECKS IM ZWISCHENÜBERHITZER

Die Auslegung des HTR-1160 sieht eine Zwischenüberhitzung des entspannten Dampfes durch das Reaktorkühlgas vor. Störfällen mit Lecks im Zwischenüberhitzer kommt prinzipiell eine gewisse Bedeutung zu, da das Druckniveau in diesem Teil des Dampferzeugers (44-40 bar) unter dem des Kühlgases (50 bar) liegt. Bei Auftreten eines Lecks und zusätzlichem Versagen von Einschlußarmaturen ist eine Druckentlastung des Primärkreislaufes und somit die Freisetzung eines Großteils der Kühlgasaktivität direkt in die Umgebung möglich (Bild 6-1).

Dieser Störfall läßt allerdings von vornherein keine großen Risikobeiträge erwarten. Einerseits ist die Anlage so ausgelegt, daß Ereignisketten mit radioaktiven Freisetzungen sehr unwahrscheinlich werden, andererseits sind, solange der Reaktorkern gekühlt bleibt, die Freisetzungen selbst sehr gering. Dementsprechend haben die hier vorgestellten Analysen auch nur überschlägigen Charakter. Ihnen kommt aber zugute, daß diese Störfallgruppe im Genehmigungsverfahren und in der AIPA-Studie sehr eingehend behandelt wurden.

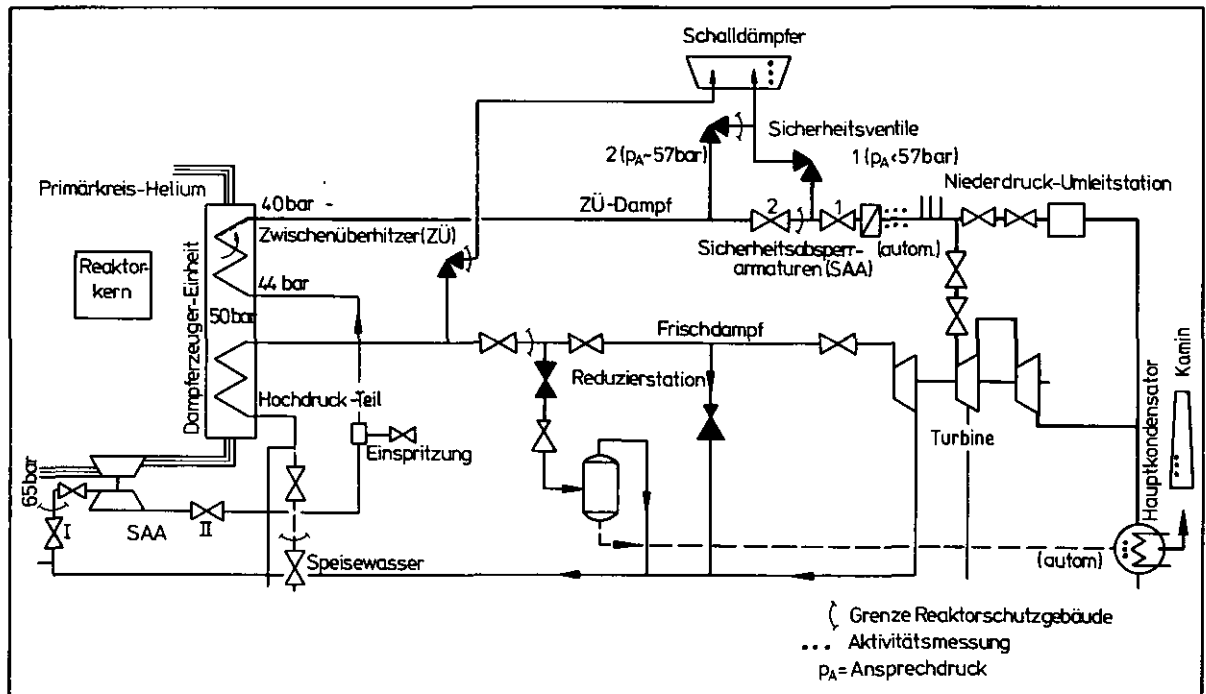


Bild 6-1: Anlagenübersicht

Die im Ereignisablauf angesprochenen Sicherheitssysteme und ausgelösten Vorgänge innerhalb der Anlage sind in Bild 6-2 überblickartig dargestellt. Bei Auftreten eines Lecks wird die betroffene Dampferzeugereinheit abgesperrt, nachdem die übergeströmte Aktivität in der Dampfleitung hinter dem Zwischenüberhitzer detektiert worden ist. Die Anlage kann bei reduzierter Leistung mit den intakten fünf Strängen des Hauptkühlsystems bis zu einer Reparatur weitergefahren werden.

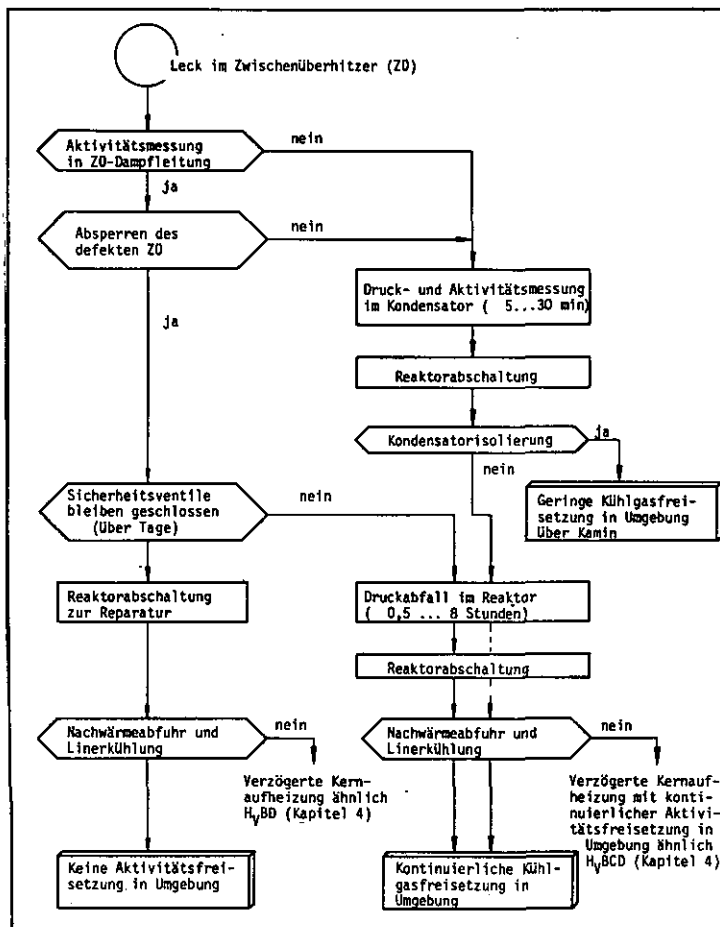


Bild 6-2: Ereignisablauf 'Leck im Zwischenüberhitzer'

Versagt die Absperrung des defekten Zwischenüberhitzers, so gelangen das Kühlgas und die mitgetragene Aktivität in den Kondensator und lösen dort über die Signale 'Druck oder Aktivität im Kondensator hoch' das Abschalten des Reaktors und die Isolierung des Kondensators aus. Zu einer weiteren Aktivitätsabgabe an die Umgebung kommt es nur, wenn diese Maßnahmen nicht gelingen. Eine Freisetzung von Kühlgasaktivität direkt in die Umgebung ist auch möglich, wenn eines der Sicherheitsventile im abgesperrten Auslaßstrang zusätzlich anspricht und in Offen-Stellung versagt.

Ereignisketten mit Ausfall der Kühlung und möglicher Kernaufheizung sind sehr unwahrscheinlich und gegenüber ähnlichen, aber durch 'Ausfall Hauptkühlsystem' eingeleiteten, vernachlässigbar.

Die Größe des Lecks hat prinzipiell keinen Einfluß auf die Ereignisketten, dagegen aber auf den zeitlichen Ablauf und z.T. auch auf die Systemverfügbarkeit.

### 6.1.1 EREIGNISABLAUFANALYSE

#### 6.1.1.1 Einleitendes Ereignis

Die Zwischenüberhitzer-Rohre des Dampferzeugers sind während des bestimmungsgemäßen Betriebes der Anlage auf Außendruck beansprucht; bei Undichtigkeiten kann Primärkühlgas in den Sekundärkreis überströmen. Zur Ableitung der Größe und Häufigkeit solcher Lecks werden ebenfalls die in Kapitel 5.1.1 skizzierten Betriebserfahrungen mit Dampferzeugereinheiten für gasgekühlte Reaktoren herangezogen.

Als 'große Lecks' werden hier Rohrschäden definiert, deren Größe im Bereich des Querschnittes eines Zwischenüberhitzer-Rohres liegt. Die Häufigkeit wird zu  $5 \cdot 10^{-3}$ /Reaktor-Jahr abgeschätzt. Dieser Wert basiert auf der Annahme, daß der aus der Statistik ableitbare Wert für Dampferzeuger-Lecks im  $\text{cm}^2$ -Bereich auch hier als Basis gilt. Gegenüber dem Hochdruckteil geringere Rohrlängen und günstigere Beanspruchungsverhältnisse bleiben konservativ unberücksichtigt. Der Leckunterteilung aus AIPA folgend ist die zugehörige Helium-Leckrate bei freier Ausströmung  $> 0,15 \text{ kg/s}$ ; der Mittelwert liegt bei  $1,3 \text{ kg/s}$ . Die Häufigkeit 'kleiner Lecks' wird auf der Basis der genannten Statistik mit  $0,8/\text{Reaktor-Jahr}$  abgeschätzt. Die Leckrate liegt unterhalb  $0,15 \text{ kg/s}$  und hat einen Mittelwert von  $0,08 \text{ kg/s}$ . Der Anteil ganz kleiner Lecks, bei denen die überströmende Aktivität unter dem Grenzwert der automatischen Aktivitätsmessung bleibt, beträgt entsprechend AIPA ca. 20%.

Der Übergangsbereich zwischen den 'großen' und 'kleinen' Lecks wird nicht weiter aufgeschlüsselt, da er, anders als bei Lecks im Hochdruckteil, keine besonderen Gesichtspunkte für den Ablauf und die Auswirkungen möglicher Störfälle liefert und mit abgedeckt wird.

#### 6.1.1.2 Leck-Detektion und -Isolierung

Nach Auftreten eines Lecks im Zwischenüberhitzer wird die mit dem Kühlgas überströmende Aktivität im Auslaßstrang außerhalb des Reaktorschutzgebäudes gemes-



sen. Dazu sind zwei unabhängige Meßstellen vorgesehen, von denen jede in 2-von-3-Auswahllogik arbeitet. Nach Überschreiten des Grenzwertes von mehr als 0,5 mrem/h wird lediglich die defekte Dampferzeuger-Einheit abgeschaltet. Die Anlage kann über die intakten Einheiten bei reduzierter Leistung weiterbetrieben werden.

Bei 'großen' Lecks wird dieser Aktivitätsgrenzwert deutlich überschritten, so daß ein Ausbleiben der Aktivitätsmessung auf Fehler in den Meßkanälen selbst zurückzuführen ist. Unter Berücksichtigung von Common-Mode-Anteilen, die in allen Kanälen beider Systeme auftreten können, ergibt sich bei Annahme einer starken Kopplung für die automatische Aktivitätsmessung als Erwartungswert eine Nichtverfügbarkeit von  $2 \cdot 10^{-4}$  pro Anforderung /6-1/.

In der Gruppe 'kleiner' Lecks ist bei der Nichtverfügbarkeit der automatischen Aktivitätsmessung ein Anteil 'sehr kleiner' Lecks von ca. 20% zu berücksichtigen, bei denen der Aktivitätsgrenzwert, der die Schutzaktion auslöst, nicht erreicht wird, sondern nur ein akustisches Signal in der Warte ansteht. Der Operateur hat nur etwa 30 Minuten Zeit, um die oben beschriebene Aktion von Hand auszulösen. Versäumt er das, unterbrechen andere Reaktorschutzkriterien den Weiterbetrieb der Anlage und leiten verzögert eine Isolierung des Lecks ein. Der Erwartungswert für das Ausbleiben einer richtigen Operateur-Aktion wird zu  $5 \cdot 10^{-2}$  abgeschätzt, mit der Bedingung, daß ihm neben den bereits genannten noch eine Vielzahl anderer Informationen zur Verfügung stehen, wie Anstieg von Druck und Aktivität im Kondensator sowie erhöhte Aktivität im Kamin. Zusammen mit der Wahrscheinlichkeit für 'sehr kleine' Lecks ergibt sich ein Erwartungswert von  $10^{-2}$ , der die Nichtverfügbarkeit der Leckdetektion in der Gruppe 'kleiner' Lecks bestimmt.

Operateur-Aktionen sind auch bei Ausfall der automatischen Aktivitätsmessung bei großen Lecks möglich, bleiben hier aber wegen der geringen dafür zur Verfügung stehenden Zeit unberücksichtigt.

Nach Detektion des Lecks werden der Hochdruck- und Zwischenüberhitzerteil des betroffenen Dampferzeugers durch Schließen redundant vorhandener Absperrarmaturen isoliert. In dem Strang hinter dem Zwischenüberhitzer wird die innere Sicherheitsabsperrarmatur erst angeregt, wenn die äußere offen geblieben ist. Der Ansprechdruck der Sicherheitsventile liegt um etwa 7 bar über dem Primärkreisdruck. Ihr Versagen in Offen-Stellung eröffnet prinzipiell einen Freisetzungspfad in die Umgebung. Da dieser Versagensmechanismus - zufälliges Anheben und Versagen redundanter Sicherheitsventile - vom Störfall weitgehend unabhängig ist, ergibt sich eine sehr geringe Versagenswahrscheinlichkeit von  $4,5 \cdot 10^{-6}$  pro Anforderung (Bild 6-3).

Für ein Versagen der Dampferzeuger-Absperrung liefert das Offenbleiben beider Hydraulik-Schnellschlußarmaturen im Auslaßstrang den wichtigsten Beitrag, der zu  $9 \cdot 10^{-3}$ /Anforderung als Erwartungswert abgeschätzt wurde.

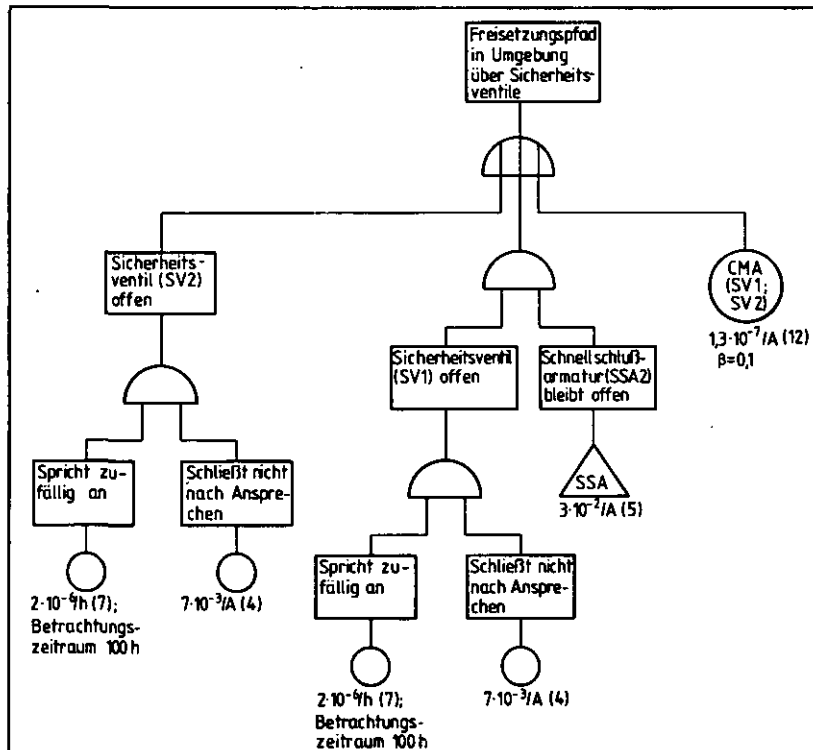


Bild 6-3: Fehlerbaum 'Freisetzung über Sicherheitsventile' (Angaben als Medianwerte)

Bei Versagen der Absperrung des Zwischenüberhitzer-Einlasses und des Hochdruckteils könnte der Ansprechdruck der Sicherheitsventile überschritten werden; daraus ergäbe sich ein weiterer Freisetzungspfad in die Atmosphäre. Die Wahrscheinlichkeit dafür liegt aber noch unter dem Wert für das unabhängige Versagen der Sicherheitsventile, so daß dieser Fall nicht weiter verfolgt zu werden braucht.

#### 6.1.1.3 Weiterbetrieb, Kondensator-Isolierung, Nachwärmeabfuhr

Bei ordnungsgemäßer Leckdetektion und -isolierung kann die Anlage mit reduzierter Leistung weiterbetrieben werden; zur Durchführung von Reparaturmaßnahmen fährt man dann die Anlage zum nächsten Zeitpunkt mit geringerem Strombedarf ab (Annahme nach 100 Stunden). Die Nachwärme kann prinzipiell mit dem Hauptkühlsystem oder dem Hilfskühlsystem abgeführt werden. Ein Ausfall der Kernkühlung liegt erst vor, wenn das Hauptkühlsystem etwa durch Ausbleiben der Fremddampfschaltung nicht mehr betriebsbereit ist, das Hilfskühlsystem

bei Anforderung versagt und Reparaturen innerhalb von Stunden nicht erfolgreich durchzuführen sind oder eine Rückschaltung auf das Hauptkühlsystem unterbleibt. Die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür liegt unter  $10^{-5}$  pro Anforderung (s. Kap. 4.1). Bei ordnungsgemäßer Leckdetektion und Funktionieren der Absperrarmaturen, aber offenen Sicherheitsventilen, sinkt der Primärkreisdruck und löst bei Unterschreiten von 38 bar die Reaktorabschaltung automatisch aus. Damit ist bei 'kleinen' Lecks nach etwa 8 Stunden, bei 'großen' Lecks nach etwa 0.5 Stunden zu rechnen. Eine vorzeitige Abschaltung kann der Operateur per Handbefehl herbeiführen. Die Langzeitkühlung des Reaktorkerns mit dem Hauptkühlsystem ist prinzipiell möglich, außerdem steht das Hilfskühlsystem zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung. Bei kleinen Lecks dauert der Ausströmvorgang so lange, daß durch Abpumpen von Primärkühlgas über die Heliumreinigungsanlage die Druckdifferenz zur Umgebung und somit auch die freigesetzte Aktivität gesenkt werden kann (s. auch 5.1).

Bei ordnungsgemäßer Leckdetektion, aber nicht ordnungsgemäßer Absperrung des Zwischenüberhitzer-Auslasses gelangen Helium und mitgeführte Aktivität in den Kondensator und lösen dort je nach Leckgröße nach 5 bzw. 30 Minuten durch Überschreiten des Druck- oder Aktivitätsgrenzwertes die Reaktor- und Turbinenabschaltung aus, außerdem die Isolierung des Kondensators. Das Hauptkühlsystem führt bis zur Erschöpfung der Wasservorräte noch weitere 15 Minuten Wärme aus dem Reaktorkern ab (Vorkühlung). Eine Freisetzung über den Kondensator ist möglich, wenn die redundanten Ventile vor dem Mitteldruck-Teil der Turbine oder in den vier Strängen der Umleitstation nicht schließen. Die Auswertung des zugehörigen Fehlerbaumes (Bild 6-4) ergibt für das Ausbleiben der Kondensator-Isolierung einen Erwartungswert von  $10^{-2}$  pro Anforderung. Zur Nachwärmeabfuhr steht das Hilfskühlsystem zur Verfügung, dessen Nichtverfügbarkeit von  $2,5 \cdot 10^{-3}$  pro Anforderung aus der Analyse für den verzögerten 'Ausfall Hauptkühlsystem' übernommen wurde.

Bei Ausbleiben der automatischen und manuellen Leckdetektion wird die Anlage ebenfalls nach 5 bis 30 Minuten über die Kriterien 'Druck und/oder Aktivität im Kondensator hoch' abgeschaltet. Die Aktivitätsfreisetzung wird durch Isolierung des Kondensators unterbunden, die fehlende Leckdetektion verhindert somit nur die Isolierung des defekten Zwischenüberhitzers. Der weitere Ereignisablauf und seine zahlenmäßige Bewertung entsprechen ansonsten dem Fall mit ordnungsgemäßer Detektion und nicht ordnungsgemäßer Absperrung des Auslasses.

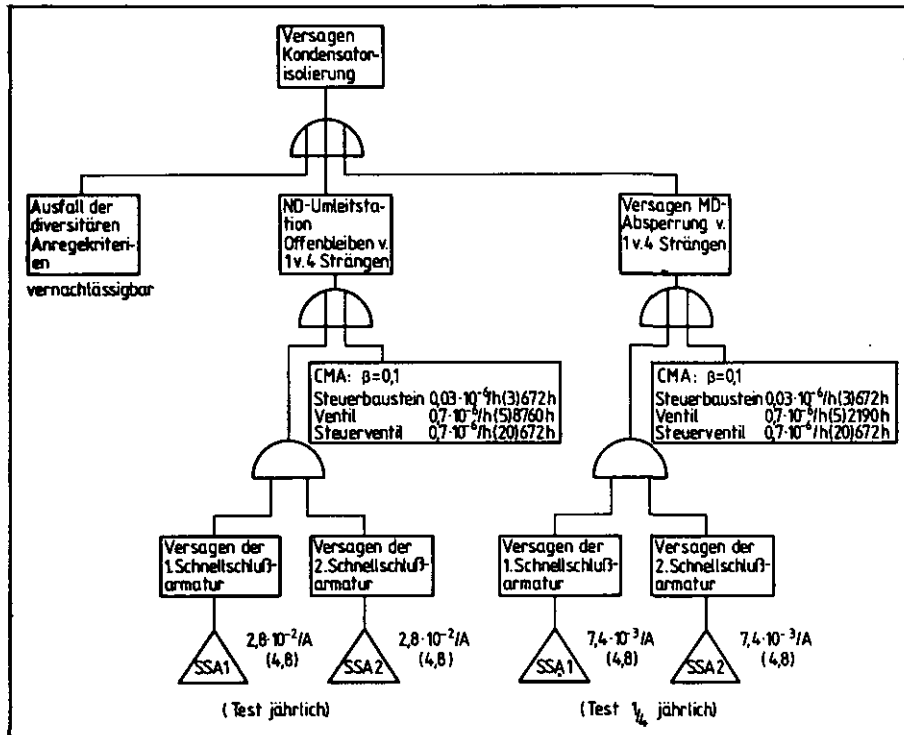


Bild 6-4: Fehlerbaum 'Kondensator-Isolierung' (Angaben als Medianwerte)

#### 6.1.1.4 Ereignisablaufdiagramm

Die in den bisherigen Kapiteln beschriebenen Ereignisse sind in dem Bild 6-5 in ihrem Ablauf dargestellt und verknüpft. Kleine und große Lecks im Zwischenüberhitzer sind gemeinsam behandelt, da die Ereignisabläufe sich grundsätzlich nicht unterscheiden. Die Leckgröße hat allerdings Auswirkungen auf den zeitlichen Ablauf und auf die Zahlenwerte.

Die obere Ereigniskette ist für das Risiko ohne Bedeutung, da die vorgesehenen Systeme ordnungsgemäß funktionieren und keine nennenswerte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung stattfindet. Die Nachwärmeabfuhr wird in den einzelnen Ereignisketten mitbetrachtet, allerdings sind unterschiedliche Systemverfügbarkeiten zu berücksichtigen.

Die Möglichkeit einer Kernaufheizung, ausgelöst durch Zwischenüberhitzerleck, braucht nur bei kleinen Lecks betrachtet zu werden und auch nur dann, wenn, bedingt durch Versagen von Systemen, eine direkte Verbindung zwischen Reaktorkern und Umgebung besteht. Die entsprechende Kette ZCEFG wird abgedeckt durch die in Kap. 4.1 vorgestellten Ereignisketten  $H_{\text{v}}BD$  der Freisetzungskategorie KA-3 die durch 'Ausfall Hauptkühlsystem' eingeleitet werden und das Versagen des Gebäudeabschlusses miteinfassen. Die Häufigkeit ist ähnlich, wobei sie

Leck im Zwischenüberhitzer	Leckdetektion	Leckisolierung Absperren ZÜ-Auslaß	Geschlossene Sicherheits- ventile	Weiter- betrieb bei reduzierter Leistung	Konden- sator- isolierung	Nach- wärme- abfuhr	Ereignis- kette	Häufigkeit pro Reaktor-Jahr (Erwartungswert)		Spaltproduktrückhaltung, Freisetzungsmechanismus
Z	B	C	D	E	F	G		klein	groß	
							Z	$8 \cdot 10^{-1}$	$5 \cdot 10^{-3}$	vollständig (Auslegungsfall)
							ZG	$8 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-8}$	Kernaufheizung - vernachlässigbar gegenüber H, B mit $6,5 \cdot 10^{-6}$
							ZDE	$4 \cdot 10^{-6}$	$10^{-8}$	Großteil Kühlgasaktivität freigesetzt über Sicherheitsventil
							ZCE	$7 \cdot 10^{-3}$	$4,5 \cdot 10^{-5}$	geringe Freisetzung über Kamin
							ZCEG	$2 \cdot 10^{-5}$	$10^{-7}$	wie ZG
							ZCEF	$7 \cdot 10^{-5}$	$4,5 \cdot 10^{-7}$	Großteil Kühlgasaktivität über Kamin
							ZCEFG	$2 \cdot 10^{-7}$	$10^{-9}$	Kernaufheizung-ähnlich H, BD mit $2 \cdot 10^{-7}$ wie ZCE
							ZBE	$8 \cdot 10^{-3}$	$10^{-8}$	wie ZCE
							ZBEG	$2 \cdot 10^{-5}$	E	wie ZG
							ZBEF	$8 \cdot 10^{-5}$	E	wie ZCEF
							ZBEFG	$2 \cdot 10^{-7}$	E	wie ZCEFG

Bild 6-5: Ereignisablaufdiagramm 'Lecks im Zwischenüberhitzer'

nur konservativ abgeschätzt wurde. Die Freisetzungen ablagerungsfähiger Spaltprodukte wie Jod, Cäsium und Strontium sind im Vergleich zur Freisetzungskategorie KA-3 deutlich geringer, weil Zwischenüberhitzer, Dampfleitung und Kondensator zu passieren sind und dort erhebliche Rückhalte-mechanismen wirksam werden.

Setzt man das Funktionieren der Nachwärmeabfuhr-Systeme voraus, so bedingen die wichtigsten Ereignisketten eine langsame Entlastung des Primärkreises direkt in die Atmosphäre mit Freisetzung der im Kühlgas befindlichen radioaktiven Stoffe. Die Hauptpfade führen über offene Sicherheitsventile (ZDE) oder über den nicht isolierten Kondensator und dann über den Kamin (ZCEF). Die Analyse zeigt, daß einerseits vor allem kleine Lecks im Zwischenüberhitzer eine ziemlich hohe Wahrscheinlichkeit haben, daß sie andererseits aber durch geeignete Auslegungsmaßnahmen die Anlagensicherheit kaum beeinträchtigen. So bleiben etwa 98 % der Fälle gänzlich ohne Rückwirkungen auf die Umgebung.

### 6.1.2 SPALTPRODUKTFREISETZUNG

Die Ereignisablaufanalyse hat gezeigt, daß bei den wichtigsten Ereignisketten radioaktive Stoffe mit dem über das Leck im Zwischenüberhitzer ausströmende Kühlgas direkt in die Umgebung entweichen. Bei der Abschätzung der Freisetzungswerte sind die unterschiedlichen Freisetzungzeiten, unterschiedliche Pfade und Phänomene zu berücksichtigen. Wegen der klar erkennbaren geringen Bedeutung dieses Störfalls für das Risiko geht die Analyse von vereinfachenden Annahmen aus, die meist zu einer Überschätzung der Zahlenwerte führen.

#### 6.1.2.1 Aktivitätsquellen und Freisetzungssphänomene

Solange die Kühlung des Reaktorkerns sichergestellt ist, können bei der Druckentlastung des Primärkreises über das nicht ordnungsgemäß isolierte Leck nur die im Kühlgas befindlichen Spaltprodukte in die Umgebung gelangen. Die Menge setzt sich zusammen aus Partikeln, die in Gasphase vorliegen oder sich auf Staubteilchen abgelagert haben. Darüber hinaus können während des Ausströmvorganges Scherkräfte, die über denen bei normalen Strömungsverhältnissen liegen, an Oberflächen abgelagerte Aktivität abtragen (lift off). Die insgesamt zu berücksichtigenden Inventare sind bereits in Tab. 3-1 vorgestellt worden.

Mögliche Freisetzungspfade führen über offene Sicherheitsventile direkt in die Umgebung oder über den im Verlaufe des Störfalls nicht isolierten Kondensator und den Abluftkamin. Ablagerungsfähige Spaltprodukte, die sich in dem langsam ausströmenden Kühlgas befinden, können sich entlang des Strömungspfad an metallischen Oberflächen ablagern oder im Kondensator ausgewaschen werden.

#### 6.1.2.2 Freisetzungskategorien

Die in der Ablaufanalyse identifizierten Ereignisketten ziehen unterschiedlich große Freisetzen radioaktiver Stoffe nach sich, die sich aber zu Gruppen bzw. Freisetzungskategorien zusammenfassen lassen. Die jeweilige freigesetzte Aktivität wird mit Hilfe vereinfachter Modelle abgeschätzt, so daß sich zusammen mit den meist konservativ abgeschätzten Freisetzungshäufigkeiten ein oberer Grenzwert für den Risikobeitrag angeben läßt. Wichtige Ergebnisse und Annahmen wurden nach vorausgehender Prüfung der sehr detaillierten Analyse dieses Störfalls aus der AIPA-Studie /1-9/ übernommen.

In der Freisetzungskategorie Z-1 (Index K für 'kleine' Lecks, G für 'große' Lecks) strömt Kühlgas über das Leck und die offenen Sicherheitsventile in der Auslaßleitung in die Umgebung. Im Falle eines kleinen Lecks dauert der Vorgang so lange, daß der Operateur mit großer Wahrscheinlichkeit über die Heliumreinigungsanlage etwa 70% des Kühlgases abziehen kann und die über insgesamt mehr als 11 Stunden abströmende Kühlgasmenge limitiert. Bei großen Lecks gelangt das Kühlgas nahezu vollständig innerhalb von 3 Stunden in die Umgebung.

Eine Abtragung von Spaltprodukten (lift off), die sich auf 'kalten' Oberflächen des Primärkreislaufes abgelagert haben, durch den Gasstrom braucht bei 'kleinen' Lecks nicht berücksichtigt zu werden, da sich die Strömungsverhältnisse kaum gegenüber dem bestimmungsgemäßen Betrieb ändern. Bei 'großen' Lecks ist damit zu rechnen, daß Elemente wie Cäsium, die sich bevorzugt im Vorwärmtail des Dampferzeugers abgelagert haben, bei geänderten Strömungsverhältnissen im Bereich des Zwischenüberhitzer-Lecks abgetragen werden. Angenommen wurde auf der Basis der AIPA-Rechnungen ein Abtragungsfaktor für Cs-134 / 137 von etwa  $10^{-4}$ . Elemente wie Strontium hingegen lagern sich nahezu gleichverteilt im gesamten Dampferzeuger ab. Dementsprechend kann der Teil der Strontium-Aktivität, der sich in unmittelbarer Nähe des Lecks befindet, abgetragen werden. Der Bruchteil liegt nach den Untersuchungen bei etwa  $10^{-2}$  des abgelagerten Inventars. Die für die Kategorie Z-1 angegebenen Freisetzungswerte (s. Tabelle 6-1) gelten jeweils auch für die Kategorie Z-2, allerdings ist zu beachten, daß die Abgabe über den hohen Abluftkamin erfolgt und daß der Überströmvorgang wegen der längeren Wege und des Durchströmens des Kondensators zeitlich gestreckt wird. Darüber hinaus sind erhebliche Ablagerungen im Kondensator zu erwarten, die ebenfalls vernachlässigt werden.

In der Freisetzungskategorie Z-4 werden nur einige Promille der Kühlgasaktivität über den Kondensator freigesetzt, bis dieser ordnungsgemäß nach 30 bzw. 5 Minuten isoliert wird. Die Freisetzungswerte für ablagerungsfähige Spaltprodukte sind vernachlässigbar. Die Edelgasfreisetzungen liegen im Bereich einiger Curie und sind ebenfalls ohne Bedeutung.

### 6.1.3 ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG

Bedingt durch die Auslegung der HTR-1160 Anlage, die eine nukleare Zwischenüberhitzung vorsieht, können Lecks im Zwischenüberhitzer-Teil des Dampferzeugers Störfälle mit Freisetzung radioaktiver Stoffe direkt in die Atmosphäre nach sich ziehen. Die überschlägige Analyse zeigt, daß einerseits dank einer aufwendigen Konzeptauslegung die Häufigkeit solcher Störfälle sehr gering





so gering, daß keine Schäden in der Umgebung hervorgerufen werden. Die genehmigte Edelgasabgabe während des bestimmungsgemäßen Betriebes beträgt beispielsweise etwa 10 Ci/h.

Ereignisketten, die durch 'kleine' Lecks im Zwischenüberhitzer ausgelöst werden, sind durchweg um etwa zwei Größenordnungen häufiger als solche für 'große' Lecks; die maximalen Freisetzungen sind aber bei den langlebigen Nukliden mindestens um den Faktor 3 geringer, da nur 30% des Kühlgases in die Umgebung gelangen können und abgelagerte Aktivität nicht abgetragen wird. Wegen des längeren Überströmvorganges von mehr als 11 anstatt 3 Stunden ergeben sich für die kurzlebigen Nuklide größere Unterschiedsfaktoren.

Ereignisketten mit Ausfall der Leckdetektion brauchen nur für 'kleine' Lecks berücksichtigt zu werden, da man hier z.T. auf manuelle Aktionen angewiesen ist, die wesentlich schlechter bewertet werden als automatische.

Die für das Risiko interessanteste Freisetzungskategorie ist  $Z_K-2$  mit nennenswerter Aktivitätsabgabe über den Kamin nach ausgebliebener Kondensatorisolierung (langlebige Isotope: Xe-133 ~ 175, J-131 < 25, Sr < 25, Cs < 3 Ci). Die abgeschätzte Summenhäufigkeit liegt bei  $1,5 \cdot 10^{-4}$ /Reaktor-Jahr.

Ereignisketten mit partieller Kühlgasfreisetzung sind zwar wesentlich wahrscheinlicher ( $Z_K-4$  mit einer Summenhäufigkeit von  $1,5 \cdot 10^{-2}$ /Reaktor-Jahr), bleiben aber wegen der geringen Freisetzungen ohne jegliche Bedeutung.

Beim Vergleich der Abschätzungen für den deutschen HTR-1160 mit den AIPA-Analysen für den amerikanischen HTGR-1160 sind Unterschiede in der Auslegung zu berücksichtigen. Hier haben Anforderungen des deutschen Genehmigungsverfahrens zu Systemänderungen geführt, die durchweg die vorher schon kleinen Risikobeiträge weiter reduzieren. Zu nennen sind im einzelnen:

- . Die redundante Aktivitätsmessung im Auslaßstrang reduziert die Nichtverfügbarkeit des Meßsystems.
- . Die redundante Auslegung der Absperrventile im Auslaßstrang reduziert die Wahrscheinlichkeit von Freisetzungspfaden in die Umgebung.
- . Die zusätzliche automatische Aktivitätsmessung im Kondensator erhöht die Wahrscheinlichkeit für eine Kondensatorisolierung und Anlagenabschaltung sowie für die manuelle Abschaltung des Zwischenüberhitzers.
- . Der Ausfall der Kühlung wird aber wahrscheinlicher, da nach Abschaltung des Hauptkühlsystems und Startversagen des Hilfskühlsystems die Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems nur über 60 min möglich ist (426 °C Heißgaskriterium, s. 4.1.3).

Darüber hinaus handelt es sich bei den in dieser Studie angegebenen Zahlen-

werten um Erwartungswerte, während AIPA Medianwerte angibt, die bei großen Unsicherheitsfaktoren aus rein rechnerischen Gründen deutlich niedriger liegen.

Das Ablaufdiagramm wurde gegenüber AIPA vereinfacht und trägt vor allem den Auslegungsunterschieden Rechnung. Fehlerhafte Reparaturmaßnahmen mit Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung wurden wegen des fehlenden Detaillierungsgrades der Unterlagen vernachlässigt, dafür wurde der Ausfall der Kernkühlung als Ereignis aufgenommen. Die Freisetzungskategorien sind ähnlich definiert wie in der AIPA-Studie. Die Freisetzungshäufigkeiten sind aus den dargelegten Gründen in dieser Studie um mindestens eine Größenordnung niedriger als in AIPA. Die Freisetzungswerte sind in beiden Studien ähnlich, allerdings nicht für Jod und Aerosole in der Kategorie Z-2 mit Freisetzung über den Kondensator. Die AIPA-Studie berücksichtigt eine massive Rückhaltung im Kondensator (Jod Faktor 40 / Aerosole Faktor 2700), die in dieser Studie konservativ nicht in Ansatz gebracht wurde.

## 6.2 DRUCKENTLASTUNGSSTÖRFÄLLE DES PRIMÄRKREISLAUFES

Das Kühlgas des HTR-1160 steht während des Betriebes unter einem Druck von 50 bar. Eine gasdichte Stahlhaut (Liner) auf der Innenseite des Reaktordruckbehälters und entsprechende Abschlüsse der Durchführungen sollen eine Druckentlastung des Primärkreislaufes durch Heliumverluste verhindern.

Der vorliegende Abschnitt befaßt sich mit Störfällen, die durch Undichtigkeiten des Primärkreislaufeinschlusses während des Betriebes eingeleitet werden. Druckentlastungen, die als Folge von bereits behandelten Störfällen mit anderen auslösenden Ereignissen auftreten, werden hier nicht berücksichtigt.

Entsteht während des Betriebes ein Leck im Primärkreislaufeinschluß, so sinkt der Kühlgasdruck im Reaktordruckbehälter durch Ausströmen des Heliums ab, während er in dem jetzt als Sicherheitseinschluß für die freigesetzten Spaltprodukte funktionierenden Reaktorschutzgebäude ansteigt. Bei Erreichen definierter Druck- und Aktivitätsgrenzwerte wird automatisch die Reaktorschnellabschaltung und der vollständige Abschluß des Reaktorschutzgebäudes ausgelöst. Der Ausströmvorgang ist beendet, sobald sich Druckausgleich zwischen Reaktordruckbehälter und Schutzgebäude eingestellt hat. Im Schutzgebäude wird kurzzeitig ein Druck von etwa 4 bar erreicht, der mit sinkender Gastemperatur rasch auf 2 bar abfällt.

Solange in den Dampferzeugern noch genügend Dampf zum Antrieb der Speisewasserpumpen und der Hauptgebläse produziert wird, kann die Nachwärme mit dem Hauptkühlsystem abgeführt werden. Sinken Speisewasser- und Kühlgasdurchsatz mit der abnehmenden Dampfproduktion unter die Grenzwerte ab, so fordert das Reaktorschutzsystem das Hilfskühlsystem an. Zwei der vier Hilfskühlstränge sind in der Lage, die Nachwärme auch bei drucklosem Reaktor abzuführen. Nachspeisen von Primärkühlmittel ist nicht erforderlich. Druckentlastungsstörfälle leiten also keine Kernaufheizung aufgrund der niedrigeren Kühlgasdichte und der sich ändernden Gaszusammensetzung ein.

Etwa 30 Tage nach Eintritt des Störfalles kann der verbliebene Überdruck im Reaktorschutzgebäude ohne Gefährdung der Umgebung über die Filterstraßen des Notabluftsystems abgebaut werden.

Die Druckentlastung über einen Ausströmquerschnitt von  $645 \text{ cm}^2$  in das Reaktorschutzgebäude ist als 'Größter anzunehmender Unfall' (GaU) eine der Berechnungsgrundlagen für die sicherheitstechnische Auslegung des HTR-1160-

Konzeptes. Zum Konzept-Genehmigungsverfahren sind daher zum Nachweis der Beherrschung der erwarteten Belastungen durch

- Verringerung der Kühlgasdichte,
- mögliche Graphitoxidation infolge Lufteinbruch in den Kern,
- Belastung der Reaktorkerneinbauten durch Druck- und Temperaturgradienten,
- Belastung des Reaktorschutzgebäudes,
- Freisetzung von Spaltprodukten

umfangreiche Untersuchungen durchgeführt worden, so daß sich die Arbeiten dieser Studie vorwiegend auf die probabilistischen Analysen konzentrieren konnten.

### 6.2.1 EREIGNISABLAUFANALYSE

Bild 6-6 zeigt die wesentlichen Ereignisse eines Druckentlastungsstörfalles. Die zur Beherrschung dieser Störfälle erforderlichen Sicherheitssysteme sind unabhängig von den Leckgrößen. Das denkbare Leckspektrum läßt sich nach den Kriterien Komponentenbelastung, Anforderungen an Sicherheitssysteme, Auswirkungen des Störfalles und konstruktive Maßnahmen zur Leckagebegrenzung in drei Klassen einteilen.

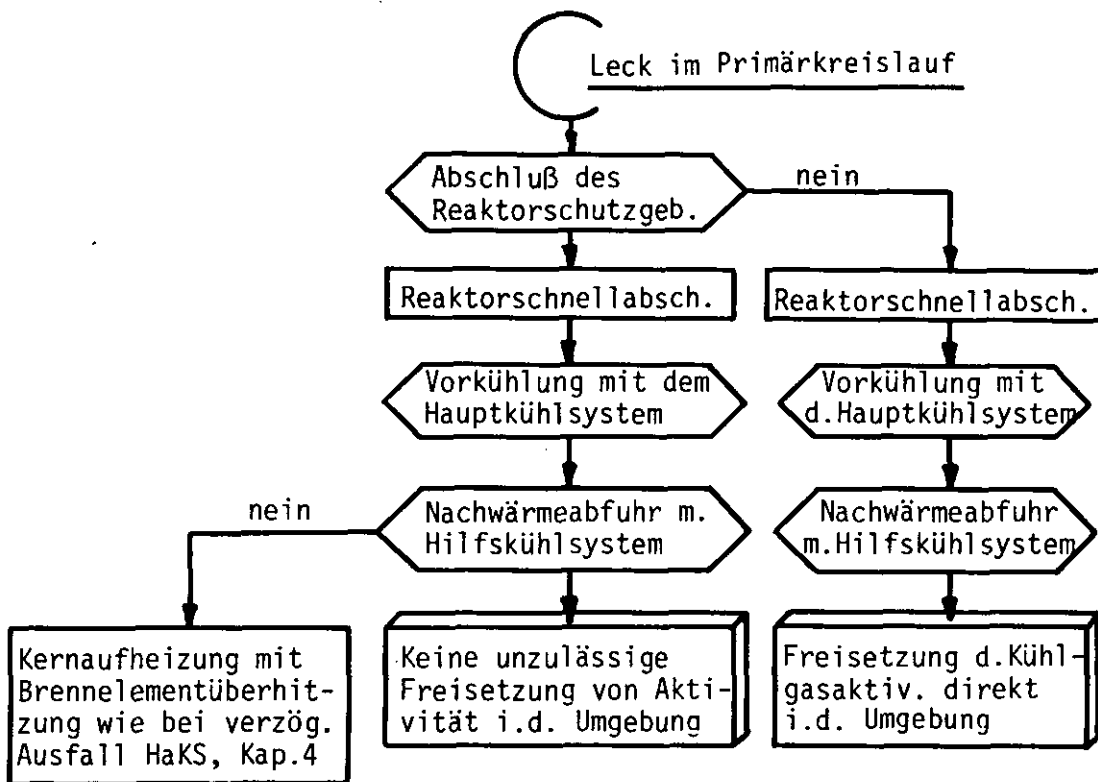


Bild 6-6: Ereignisablauf 'Leck im Primärkreislauf'

Leckagen mit Ausströmquerschnitten kleiner als  $65 \text{ cm}^2$  erlauben eine langfristige Nachwärmeabfuhr mit dem Hauptkühlsystem. Die Auswirkungen kleiner Lecks können durch Abpumpen eines Teiles des Primärkühlmittels deutlich verringert werden. Störfälle mit Leckquerschnitten kleiner als  $65 \text{ cm}^2$  wurden daher zur Klasse 'Kleines Leck im Primärkreislauf' zusammengefaßt.

Folgeversagen von Heißgasisolierungen, Wärmetauschern und anderen Primärkreislaufkomponenten durch die mit den Ausströmvorgängen verbundenen Druckgradienten ist erst bei Leckagen weit oberhalb von  $645 \text{ cm}^2$  wahrscheinlich. Um derartige Querschnitte zu vermeiden, sind Primärkreislaufabschlüsse, deren Versagen zu Ausströmquerschnitten über  $645 \text{ cm}^2$  führen können, mit Strömungsbegrenzern und Mehrfachsicherungen versehen. Es erwies sich daher als sinnvoll, das Leckspektrum oberhalb von  $65 \text{ cm}^2$  in die Klasse 'Mittleres Leck im Primärkreislauf' mit Ausströmquerschnitten größer als  $65 \text{ cm}^2$  und kleiner als  $645 \text{ cm}^2$  und in die Klasse 'Großes Leck im Primärkreislauf' mit Querschnitten größer als  $645 \text{ cm}^2$  zu unterteilen.

#### 6.2.1.1 Auslösendes Ereignis

Obwohl Erfahrungen, die eine direkte statistische Auswertung der Häufigkeiten von Primärkreislaufleckagen heliumgekühlter Reaktoren erlauben, zur Zeit noch nicht vorliegen, ist eine Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten durch Fehlerbaumanalysen mit statistischen Werten vergleichbarer Komponenten und Bauteile anderer Systeme möglich. Bild 6-7 zeigt Lage und Art der Primärkreislaufabschlüsse und -durchführungen, die in Tabelle 6-2 vollständig aufgelistet sind.

Für die Eintrittshäufigkeit der Klasse großer Lecks wurde ein Wert von ca.  $10^{-8}$  pro Reaktor-Jahr abgeschätzt. Ein großes Leck kann entstehen durch vollständiges Versagen der großen, mit Strömungsbegrenzern versehenen, mehrfach gesicherten Abschlüsse der Kavernen- und Beladerohrdurchführungen. Die Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit einer großen Leckage durch Austreiben der Abschlußstopfen der Dampferzeugerkavernen /6-4 / ergab einen errechneten Wert, der wesentlich kleiner ist als  $10^{-8}$  pro Reaktor-Jahr. Ähnliche Ergebnisse lieferten auch die im Fachband beschriebenen Fehlerbaumanalysen der Durchführungsrohre der Steuerstäbe und die Kavernenabschlüsse des Hilfskühlsystems.

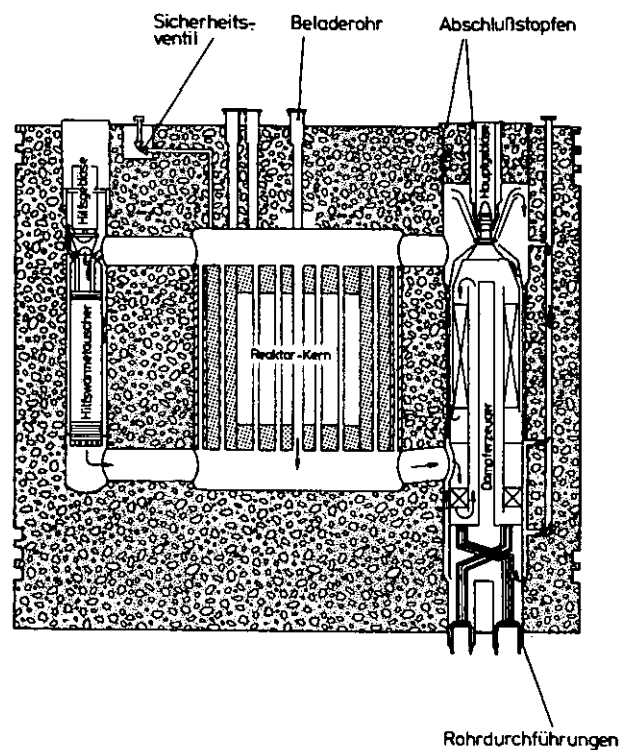


Bild 6-7: Primärkreislaufabschlüsse und -durchführungen

Benennung	Maximal Freier Querschnitt bei intakter Strömungsbegrenzung	Anzahl	Nennweite	Einbauort	Dichtungsprinzip
Beladerohre R 1 bis R 85	161 cm <sup>2</sup>	85	550 mm/480 mm	Decke	Doppeldichtung mit Sperrgas, Leckagekontrolle möglich
Durchführungsliner für Filter/Adsorbersystem, R 86/87	161 cm <sup>2</sup>	2	550 mm/480 mm	"	"
Durchführungsliner, Abschlüsse der DE-Kavernen (Stopfen) A - F	645 cm <sup>2</sup>	6	4394 mm	"	"
Gebläse im Stopfen	548 cm <sup>2</sup>	6	1700 mm	im Stopfen	Flanschdichtung
Durchführungsliner, Abschlüsse der NWA-Kavernenliner A, B, C, D	645 cm <sup>2</sup> am inneren Deckel 0 cm <sup>2</sup> am äußeren Deckel	4	2420 mm/2515 mm	"	"
Schachtliner für He-Reinigungssystem		10	720 mm	"	"
Heliumleitung		2	100 mm	"	"
DE-Sperrgas-Kühlgasleitung	161 cm <sup>2</sup>	6	273 mm Außen-Ø	Seitenwand	Doppeldichtung mit Sperrgas; Leckagekontrolle möglich
Durchführungsrohr zum Überdruckentlastungssystem	516 cm <sup>2</sup>	2	356 mm Außen-Ø	RDB-Decke Seitenwand	Berstscheibe und Sicherheitsventil
Reservedurchführungsrohre	80 cm <sup>2</sup>	2	100 mm	im RDB-Boden- u. Deckenteil	Deckel mit Doppeldichtung
Durchführungsrohre für Spaltproduktebeeinträchtigungen	80 cm <sup>2</sup>	3	100 mm	RDB-Boden- u. Deckenteil	Deckel mit Doppeldichtung
Durchführungsrohre für Druckmessungen		2	40 mm	im RDB-Boden- u. Deckenteil	Abschlußdeckel mit prüfbarer Doppeldichtung
DE-Instrumentierung	580 cm <sup>2</sup>	6	136 mm	Boden	
Heißgasmeßleitungen	50 cm <sup>2</sup>	13	80 mm	Zylinder	Abschlußdeckel mit Doppeldichtung und Prüfung

Tabelle 6-2: Primärkreislaufabschlüsse und -durchführungen

Die höchste Eintrittshäufigkeit ist für 'Mittlere Lecks' zu erwarten. Leckagen mit Ausströmquerschnitten von  $65 \text{ cm}^2$  bis  $645 \text{ cm}^2$  sind denkbar durch Versagen der Durchführungen oder ihrer Abschlüsse, durch großflächige Linerrisse und -brüche und durch fehlerhafte Funktionen der Reaktordruckbehälter-Sicherheitsventile des in Bild 6-8 dargestellten Druckentlastungssystems.

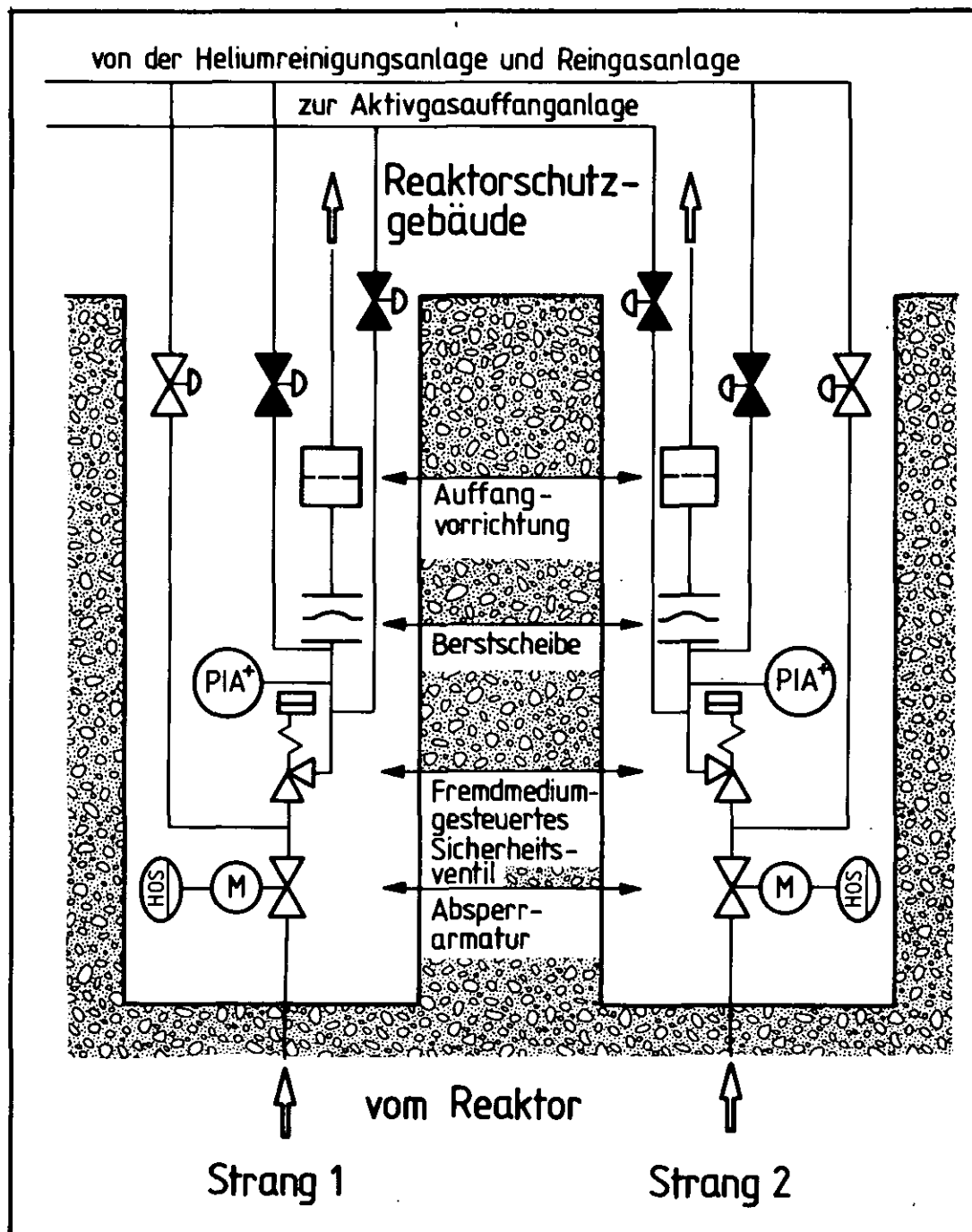


Bild 6-8: Druckentlastungssystem des Primärkreislaufes zum Schutz vor Überdruck

Die Analyse der Häufigkeiten mittlerer Lecks durch Risse, Brüche und Versagen der Durchführungen ergab einen Erwartungswert von  $10^{-5}$  pro Reaktor-Jahr. Dieser Beitrag ist unbedeutend, gemessen an der Wahrscheinlichkeit eines unbeabsichtigten Öffnens des Druckentlastungssystems. Bild 6-9 zeigt die acht möglichen unterschiedlichen Fälle, die durch Versagen des Entlastungssystems zu einem Druckentlastungsstörfall führen.

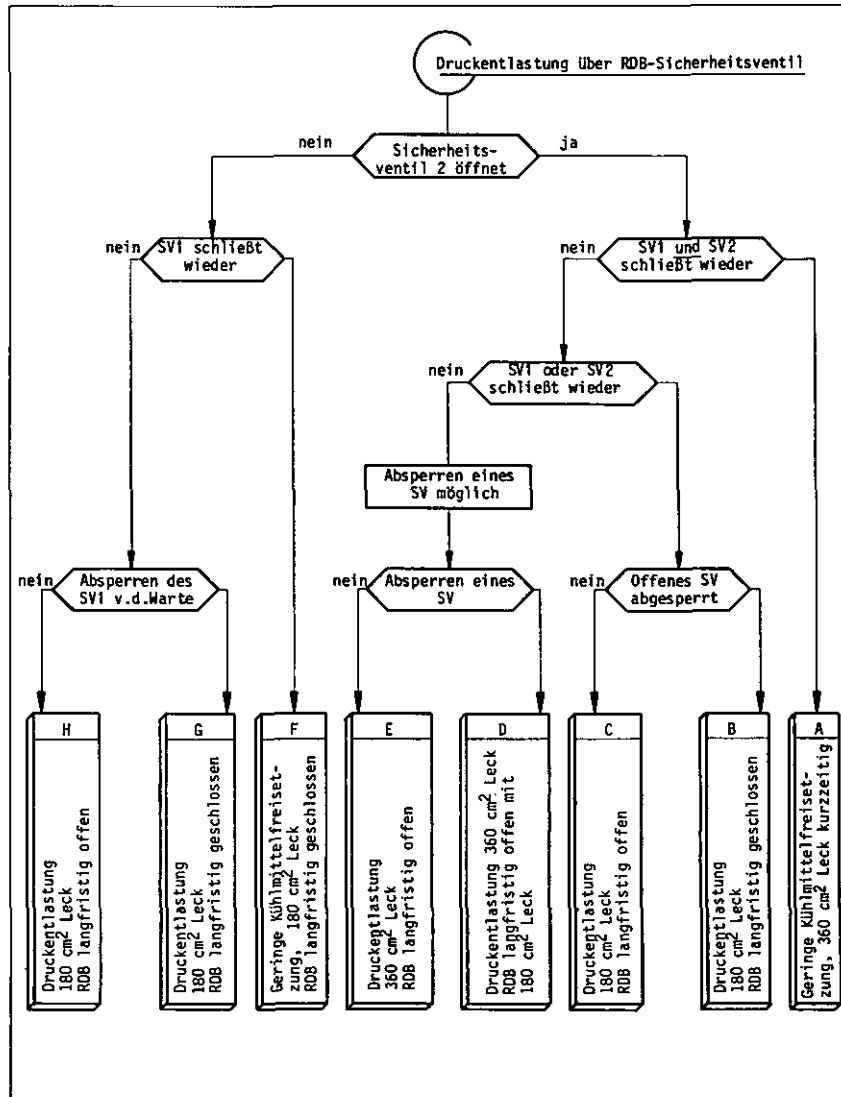


Bild 6-9: Möglichkeiten einer Druckentlastung über das RDB-Sicherheitsventil

Die Zweige B und G erfassen ein Versagen der Sicherheitsventile, bei dem das Primärkühlmittel bis zum Ausgleichsdruck freigesetzt wird. Im Anschluß an die Entlastungsphase kann der Operateur jedoch den offenen Entlastungsstrang durch Betätigen einer elektrischen Absperrarmatur wieder schließen. Die Ein-



trittshäufigkeit für B und G ist nach den zugrunde gelegten AIPA-Ausfallraten für diese Komponenten  $8 \cdot 10^{-3}$  pro Reaktor-Jahr. Die Zweige H, E, D und C unterscheiden sich von B und G vor allem dadurch, daß das offene Entlastungssystem nicht wieder geschlossen wird. Öffnen beide Entlastungsventile und versagen in dieser Position, so kann prinzipiell nur einer der Stränge wieder abgesperrt werden, da eine gegenseitige elektrische Verriegelung das Schließen beider Absperrarmaturen verhindert. Durch einen langfristig offenen Entlastungsstrang ist auch nach der ersten Druckausgleichsphase ein Gasaustausch zwischen Reaktordruckbehälter und Reaktorschutzgebäude möglich.

Die durch Fehlerbaumanalysen ermittelten Häufigkeiten möglicher Druckentlastungsstörfälle durch Versagen des Druckentlastungssystems sind in Tabelle 6-3 aufgeführt.

Leck während der Entlastungsphase (cm <sup>2</sup> )	RDB langfristig offen oder geschlossen	Leck langfristig nach Druckausgleich (cm <sup>2</sup> )	Häufigkeit pro Reaktor-Jahr
180	geschlossen	--	$8 \times 10^{-3}$
180	offen	180	$5 \times 10^{-4}$
360	offen	180	$1 \times 10^{-6}$
360	offen	360	$1 \times 10^{-7}$

Tabelle 6-3: Leckquerschnitte und Häufigkeiten bei Versagen des RDB-Sicherheitsventiles

Für kleine Leckagen knapp unterhalb von 65 cm<sup>2</sup>, die durch größere Undichtigkeiten an den Abschlußdeckeln, durch Risse im Liner und Brüche in den Heliumleitungen entstehen, wurde ein Erwartungswert von  $6 \cdot 10^{-5}$  pro Reaktor-Jahr abgeschätzt. Undichtigkeiten, die keinen sofortigen Eingriff von Sicherheitssystemen erfordern, werden nach Erfahrungen aus der Heliumtechnologie häufiger erwartet. Sie tragen jedoch wegen der Möglichkeit gezielter Maßnahmen zur Reduzierung der aus dem Reaktorkern freigesetzten Spaltprodukte durch Abfahren der Anlage und Abpumpen des Primärgases in das Heliumlager, wegen fehlender Komponentenbelastungen und Ausbleiben von Lufteinbrüchen nicht zum Risiko bei.

Ein Vergleich der ermittelten Eintrittshäufigkeiten der drei Leckklassen zeigt, daß in mehr als 99 % aller Fälle Druckentlastungen durch Versagen

der Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters zu erwarten sind. Ein offener Strang des Druckentlastungssystems entspricht einem Ausströmquerschnitt von  $180 \text{ cm}^2$ .

Für die folgende Beschreibung der Ereignisketten wird daher als auslösendes Ereignis zunächst ein Leck von  $180 \text{ cm}^2$  unterstellt. Geringfügige Abweichungen des Ereignisablaufes bei kleinen und großen Leckagen werden in Abschnitt 6.2.1.6 beschrieben.

#### 6.2.1.2 Abschluß des Reaktorschutzgebäudes

Wenige Sekunden, nachdem ein Sicherheitsventil des Reaktordruckbehälters öffnet, sind die Aktivität und der Druck im Reaktorschutzgebäude durch das ausströmende Primärkühlmittel soweit angestiegen, daß die Reaktorschutzkriterien 'Druck größer als Umgebungsdruck' und 'Aktivität im Reaktorschutzgebäude zu hoch' den vollständigen Abschluß des Reaktorschutzgebäudes anregen. Daraufhin werden die redundanten Schnellschlußklappen an den Gebäudedurchführungen der Lüftungsanlagen geschlossen. Das Abschlußsystem gilt als ausgefallen, wenn eine der lufttechnischen Durchführungen bei Anforderung nicht geschlossen werden kann.

Ein Versagen des Gebäudeabschlusses ist in der Analyse der Kernaufheizungen nach Ausfall des Hauptkühlsystems bereits untersucht worden. Die Ergebnisse der Fehlerbaumanalysen sind auf den Druckentlastungsstörfall übertragbar. Danach ist die Nichtverfügbarkeit des Abschlußsystems  $3 \cdot 10^{-4}$  pro Anforderung. Der Ausfall des Gebäudeabschlusses führt zu einer unmittelbaren Freisetzung des größten Teiles der Kühlgasaktivität und der im Kühlgas mitgeführten Spaltprodukte in die Umgebung des Kraftwerkes.

#### 6.2.1.3 Reaktorschnellabschaltung

Etwa 50 Sekunden nach Störfallbeginn ist der Druck im Reaktorschutzgebäude auf mehr als 1.3 bar gestiegen und der Druck im Reaktordruckbehälter unter 38 bar gefallen. Bei Erreichen dieser Grenzwerte in der Meßwerterfassung des Reaktorschutzsystems wird automatisch die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Im unwahrscheinlichen Fall des Versagens der Schnellabschaltung tritt durch die schlechte Wärmeabfuhr eine Selbstabschaltung über den negativen Temperaturkoeffizienten ein. Unzulässig hohe Kerntemperaturen werden nur erreicht, wenn zusätzlich nicht mindestens 3 Hilfskühlkreisläufe innerhalb 40 min in Betrieb gehen /6-3/. Aufgrund der sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit entsteht kein wesentlicher Beitrag zum Gesamtrisiko der Anlage.

#### 6.2.1.4 Nachwärmeabfuhr

Mit der Reaktorschnellabschaltung leitet das Reaktorschutzsystem automatisch durch Signale an die Blockleistungs- und Turbinenregelung Prozeduren zum Umschalten des Hauptkühlsystems auf Nachwärmeabfuhrbetrieb ein. Eine langfristige Nachwärmeabfuhr mit diesem System ist jedoch nur bei kleinen Lecks möglich; größere Lecks lassen lediglich eine Vorkühlphase von etwa 15 Minuten zu.

Fehler bei den Umschaltvorgängen, die den Ausfall des Hauptkühlsystems für die Nachwärmeabfuhr zur Folge haben, werden bei anderen Störfällen mit einer Häufigkeit von  $1 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung erwartet. Druckentlastungsstörfälle erfordern jedoch zusätzliche Umschaltprozeduren. Eine Grobabschätzung der Ausfallhäufigkeit des Hauptkühlsystems durch fehlerhafte Umschaltprozeduren ergab einen um den Faktor zwei größeren Wert bei Druckentlastungsstörfällen.

Ist das Hauptkühlsystem erfolgreich auf Nachwärmeabfuhrbetrieb umgeschaltet, so kann der Reaktor etwa 15 Minuten mit diesem System gekühlt werden. Eine längere Wärmeabfuhr ist wegen der abnehmenden Dampfproduktion bei abgeschaltetem Reaktor nicht möglich.

Sobald der Kühlgasdurchsatz oder der Speisewasserdurchsatz aufgrund der mangelnden Dampfversorgung der Heliumgebläse- und der Speisewasserantriebsturbinen unter die Grenzwerte in der Meßwerterfassung des Reaktorschutzsystems gesunken ist, wird automatisch das Hilfskühlsystem angefordert. Der Wert für die Nichtverfügbarkeit des Hilfskühlsystems zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme kann aus den Analysen der Kernaufheizungen nach Ausfall des Hauptkühlsystems übernommen werden. Die Analysen haben eine Nichtverfügbarkeit des Hilfskühlsystems von  $2,5 \cdot 10^{-3}$  pro Anforderung ergeben.

#### 6.2.1.5 Ereignisablaufdiagramm der Druckentlastungen über 'Mittleres Leck im Primärkreislauf'

Die erwartete Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von Druckentlastungsstörfällen sowie die maximal zu erwartenden Auswirkungen erlauben eine Beschränkung der für Risikoanalysen zu berücksichtigenden Ereignisketten. Bild 6-10 zeigt die wesentlichen Störfallketten, die nach Eintritt eines mittleren Lecks im Primärkreislauf auftreten können.

Als auslösendes Ereignis wird ein unbeabsichtigtes Öffnen des Druckentlastungssystems unterhalb des Ansprechdruckes unterstellt. Das Ereignisablauf-

diagramm deckt auch Druckentlastungen über andere Leckageorte mit ab. Der Unterschied besteht lediglich darin, daß das unbeabsichtigte Öffnen des Entlastungsstranges die Möglichkeit des Verschließens der Leckage nach Druckausgleich zuläßt. Die Wahrscheinlichkeit für das Öffnen eines Entlastungsstranges und anschließendem Versagen der Absperrung des Stranges ist  $5 \cdot 10^{-4}$  pro Reaktor-Jahr. Mittlere Leckagen an anderen Primärkreislaufeinschlüssen werden jedoch nur mit ca.  $10^{-5}$  pro Reaktor-Jahr erwartet. Obwohl sie mit der Wahrscheinlichkeit 1 im Betrachtungszeitraum nicht wieder verschlossen werden können, sind die Leckagen unwahrscheinlicher als das Versagen der Entlastungsstränge und der Absperrarmaturen.

Mittleres Leck über Druckentlastungssystem	Schließen des offenen Entlastungsstranges	Reaktor-schutzgebäude Abschluß	Reaktorab-schaltung	Nachwärme-abfuhr	Liner-kühlung	Strukturelles Versagen Reaktor-schutzgeb	Ereignis-kette	Häufigkeit pro Reaktor-Jahr Erwartungswert	Spaltproduktrückhaltung Freisetzungssphänomene
$P_M$	A	B	C	D	E	F			
							$P_M$	$8 \cdot 10^{-3}$	vollständig
							$P_M D$	$8 \cdot 10^{-6}$	gut, RSG-Leckage
							$P_M DEF$	$4 \cdot 10^{-7}$	mäßig-schlecht, RSG-Versagen ~7 Tage
							$P_M C$	$\epsilon$	
							$P_M B$	$2 \cdot 10^{-6}$	gut, RSG-Leck
							$P_M A$	$6 \cdot 10^{-4}$	vollständig
							$P_M AD$	$6 \cdot 10^{-7}$	gut, RSG-Leckage
							$P_M ADEF$	$3 \cdot 10^{-8}$	mäßig-schlecht, RSG-Versagen ~7 Tage
							$P_M AB$	$2 \cdot 10^{-7}$	gut, RSG-Leck

Bild 6-10: Ereignisablaufdiagramm 'Mittleres Leck im Primärkreislauf'

Typisch für Druckentlastungsstörfälle sind die Ereignisketten  $P_{MB}$  mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $2 \cdot 10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr und  $P_{MAB}$  mit  $1 \cdot 10^{-7}$  pro Reaktor-Jahr, die eine spontane Freisetzung der Kühlgasaktivität und der mitgeführten Spaltprodukte in die Umgebung durch Versagen des Reaktorschutzgebäude-Abschlusses nach sich ziehen.

Erheblich größere Mengen an Spaltprodukten werden nur bei Druckentlastungsstörfällen mit Versagen der Nachwärmeabfuhr und der Liner-kühlung freigesetzt. Die entsprechenden Ereignisketten  $P_{MDEF}$  und  $P_{MADEF}$  der Druckentlastungsstörfälle

fälle, die durch Ausfall der Nachwärmeabfuhr zu Kernaufheizungen führen, sind mit der Kette  $H_{yBCV}$  der Kategorie KA-5 der Kernaufheizstörfälle (s. Kap. 4) vergleichbar. Mit  $4 \cdot 10^{-5}$  pro Reaktor-Jahr ist die durch Ausfall des Hauptkühlsystems ausgelöste Kette  $H_{yBCV}$  jedoch um den Faktor 130 häufiger, als die Kette  $P_{MDEF}$  der Druckentlastungen mit einer Häufigkeit von  $3 \cdot 10^{-7}$  pro Reaktor-Jahr. Ähnliches gilt für die Ereignisketten mit Kernaufheizungen ohne Versagen des Reaktorschutzgebäudes.

#### 6.2.1.6 Ereignisabläufe der Druckentlastungen über 'Großes Leck im Primärkreislauf' und 'Kleines Leck im Primärkreislauf'

Druckentlastungen durch 'Großes Leck im Primärkreislauf' mit Ausströmquerschnitten größer als  $645 \text{ cm}^2$  sind sehr unwahrscheinlich ( $\ll 10^{-8}$  pro Reaktor-Jahr). Sie erfordern zur sicheren Beherrschung die gleichen Systeme wie bei 'Mittleren Leckagen im Primärkreislauf'. Funktioniert das Hilfskühlsystem nach der Druckentlastung über ein großes Leck und wird das Reaktorschutzgebäude bei Störfalleintritt wie vorgesehen geschlossen, so ist mit keiner Freisetzung von Aktivität zu rechnen.

Große Auswirkungen sind, wie bei allen anderen Störfällen, nur dann zu erwarten, wenn es im Ablauf der Ereignisse zu einer Kernaufheizung mit Versagen des Reaktorschutzgebäudes kommt. Daraus ergibt sich auch für Druckentlastungen über ein 'Großes Leck im Primärkreislauf' das gleiche Ereignisablaufdiagramm wie bei 'Mittlerem Leck im Primärkreislauf'. Allerdings können sich durch die Möglichkeit von Folgeschäden an Primärkreislaufkomponenten und durch Beschädigungen des Reaktorschutzgebäudes die Eintrittswahrscheinlichkeiten ändern. Prinzipiell ist es möglich, daß bei sehr großen Leckagen durch vollständiges Versagen der großen Behälterabschlüsse oder des Behälters selbst die Kühlung durch Beschädigung der Deckenisolierung aufgrund großer Druckgradienten ausfallen kann und das Reaktorschutzgebäude etwa bei Austreiben eines Gebläsestopfens beschädigt werden könnte. Diese Ereignisketten haben jedoch insgesamt extrem niedrige Eintrittswahrscheinlichkeiten. Für das Austreiben eines Gebläsestopfens, der das Reaktorschutzgebäude beschädigt, ergeben die Rechnungen Eintrittswahrscheinlichkeiten, die wesentlich kleiner sind als  $10^{-10}$  pro Reaktor-Jahr. Obwohl die Auswirkungen eines solchen Unfalles größer sind als die Auswirkungen von Kernaufheizunfällen, liefert das 'Große Leck im Primärkreislauf' wegen der sehr kleinen Eintrittswahrscheinlichkeit keinen Beitrag zum Risiko.

Auch Leckagen der Klasse 'Kleines Leck im Primärkreislauf' sind bei Beachtung

der in Kap. 6.2.1.1 aufgeführten Einschränkung unwahrscheinlicher als Druckentlastungen über die Sicherheitsventile. Unter dem Ereignis 'Nachwärmeabfuhr' muß außerdem berücksichtigt werden, daß die langsame Druckentlastungsphase eine hinreichende Dampfproduktion über längere Zeit zum Betrieb des Hauptkühlsystems zuläßt. Dadurch ist es möglich, die Nachwärme auch langfristig mit dem Hauptkühlsystem durch Zuschalten des nach etwa 20 Minuten zur Verfügung stehenden Hilfsdampfes weiter abzuführen. Die Analyse der Nichtverfügbarkeit des Hauptkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr ergab einen Erwartungswert von  $2 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung. Die Nichtverfügbarkeit ist größer als bei Reaktorschnellabschaltungen ohne Druckentlastungen. Ursache dafür sind die wesentlich komplizierteren Verhältnisse im Primärkreislauf, die eine höhere Anforderung an die Regelprozeduren stellen.

Zusammen mit der Ausfallwahrscheinlichkeit des hier als Redundanz zu betrachtenden Hilfskühlsystems ist daher die erwartete Häufigkeit für einen Ausfall der Nachwärmeabfuhr nach Eintritt eines kleinen Lecks  $3 \cdot 10^{-4}$  pro Reaktorjahr. Da mit Ausnahme dieses Ereignisses der weitere Ablauf des Störfalles mit dem 'Mittleren Leck im Primärkreislauf' identisch ist, haben alle Ereignisketten nach Eintritt eines 'Kleinen Lecks im Primärkreislauf' mindestens eine um den Faktor 100 geringere Häufigkeit. Kleine Lecks sind also, wie große Lecks, für das Risiko der Druckentlastungsstörfälle von untergeordneter Bedeutung.

## 6.2.2 AUSWIRKUNGEN DER DRUCKENTLASTUNGSSTÖRFÄLLE

Große Lecks im Primärkreislauf liefern wegen der kleinen Eintrittswahrscheinlichkeit keinen Beitrag zum Risiko. Da mittlere Lecks, die durch unbeabsichtigtes Öffnen der Sicherheitsventile entstehen, größere Auswirkungen haben als kleine Leckagen von mehreren Quadratzentimetern und da sie zudem noch häufiger zu erwarten sind, werden hier repräsentativ die Auswirkungen dieser Störfälle der Klasse 'Mittleres Leck im Primärkreislauf' beschrieben.

Öffnet eines der beiden Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters während des Vollastbetriebes und schließt nicht wieder, so strömt das Helium innerhalb von etwa 200 Sekunden aus dem Primärkreislauf in das Reaktorschutzgebäude.

Es wird angenommen, daß die im Kühlgas zirkulierenden Edelgase Krypton und Xenon sowie die an Staub gebundenen Anteile der Isotope Strontium, Jod und Cäsium vollständig aus dem Primärkreislauf freigesetzt werden (s. Tab. 3-1). Zusätzlich kann infolge der im Vergleich zum Normalbetrieb erhöhten Strömungs-

geschwindigkeit während der Druckentlastung ein Bruchteil der auf den Oberflächen von Primärkreislaufkomponenten abgelagerten Spaltprodukte abgelöst werden. Der Bruchteil ist abhängig von den Scherkräften, die die Strömung an den Oberflächen erzeugt und von den spezifischen Adsorptionsparametern der einzelnen Isotope. Zur Abschätzung einer oberen Grenze der Auswirkungen des hier behandelten Störfalles werden die Strömungsverhältnisse wie beim Ausleugungsstörfall mit einem Leckquerschnitt von  $645 \text{ cm}^2$  unterstellt, obwohl der freie Querschnitt des Sicherheitsventiles nur  $180 \text{ cm}^2$  beträgt. Aus den vom Programm RATSAM ermittelten Scherkräften an den Primärkreislaufkomponenten, dem aus Experimenten abgeleiteten Zusammenhang zwischen Scherkraft und nuklid-spezifischer Menge abgelöster Spaltprodukte /6-5 / und aus dem insgesamt abgelagerten Inventar (s. Tab. 3-1) läßt sich die zusätzlich freigesetzte Aktivität berechnen. Danach werden von den Oberflächen des Primärkreislaufes durch diesen Mechanismus folgende Aktivitätsmengen abgelöst:

Jod-131 :	23 Ci	Sr-89 :	6 Ci
Jod-132 :	13 Ci	Sr-90 :	3 Ci
Jod-133 :	7 Ci	Cs-137 :	4,5 Ci
Jod-135 :	5 Ci		

Für diese Spaltprodukte wird - wie für staubgebundene Aktivität - kein Rückhalte-mechanismus im Primärkreislauf angenommen.

Kann nach Eintritt des Störfalles mit dem Hauptkühlsystem etwa 15 Minuten gekühlt und die Nachwärme anschließend über zwei Hilfskühlstränge abgeführt werden, so ergeben sich keine temperaturbedingten Freisetzungen aus dem Primärkreislauf. Größere Mengen von Spaltprodukten gelangen erst bei Temperaturen oberhalb von  $1800^\circ\text{C}$  durch zunehmende Defekte an beschichteten Brennstoffpartikeln in das restliche Primärgas. Bei funktionierender Nachwärmeabfuhr mit zwei der vier Hilfskühlstränge werden sogar ohne Vorkühlung mit dem Hauptkühlsystem maximale Brennstofftemperaturen von  $1400^\circ\text{C}$  nicht überschritten (Bild 6-11).

Läßt sich der geöffnete Primärkreislauf nach der Druckentlastung nicht durch die Absperrarmatur im Entlastungsstrang schließen, so kommt es infolge der Gaskontraktionen bei Kühlung und durch konvektiven Gasaustausch zwischen Reaktordruckbehälter und Reaktorschutzgebäude zum Lufteinbruch in den Primärkreislauf. Oberhalb einer Temperatur von  $450^\circ\text{C}$  reagiert der eingedrungene Sauerstoff der Luft mit den Graphiteinbauten des Reaktorkerns, so daß dort adsor-

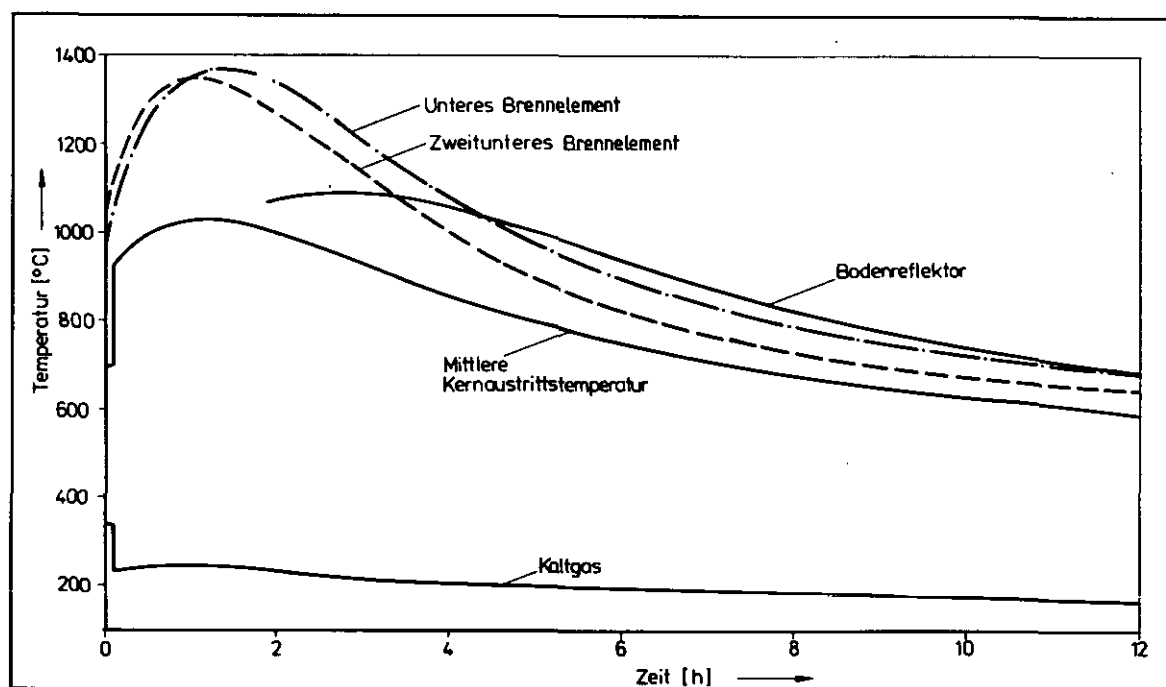


Bild 6-11: Temperaturverlauf nach einer Druckentlastung und Kühlung mit zwei Hilfskühlsträngen

bierte Spaltprodukte - im wesentlichen Strontium und Cäsium - in das Restgas freigesetzt werden. Der überwiegende Teil dieser Spaltprodukte lagert sich jedoch an den kalten Oberflächen des Primärkreislaufes wieder ab. Aufgrund des geringen Gasaustausches durch Konvektion über das  $180 \text{ cm}^2$  große Leck und durch die hohe Ablagerungsrate ist die durch Graphitoxidation zusätzlich in das Reaktorschutzgebäude gelangende Aktivität unbedeutend.

Die wesentlichen Ereignisketten der Druckentlastungsstörfälle können drei Kategorien zugeordnet werden (Tab. 6-4).

Die Freisetzungskategorie P-1 beschreibt die Druckentlastung des Primärkreislaufes innerhalb weniger Minuten in das Reaktorschutzgebäude über ein offenes Sicherheitsventil. Der wenige Sekunden nach Eintritt des Störfalles automatisch angeregte Abschluß des Reaktorschutzgebäudes mißlingt. Die Edelgase, die an Staub gebundenen Nuklide und die von Oberflächen abgetragenen Spaltprodukte gelangen vollständig aus dem Reaktordruckbehälter in die Umgebung, da keine Rückhalte Mechanismen im Reaktorschutzgebäude berücksichtigt werden. An der Summenhäufigkeit dieser Kategorie mit  $3 \cdot 10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr hat die Ereigniskette  $P_M B$  mit fast 90 % den dominierenden Anteil.



Freisetzungskategorie		Ereignisketten Häufigkeit [ $a^{-1}$ ]	Freisetzungs- zeit/-höhe	kumulierte Freisetzungen [Ci]							
Kennzeichnung				Edelgase				Ablagerungsfähige Spaltprodukte			
P1	Druckentlastung in Atmosphäre über mitt- leres Leck im Primär- kreis und offenes Reaktorschutzgebäude	$3 \cdot 10^{-6}$ $P_{MB}$ $P_{MAB}$	0 - 10 min 10 m	Kr 85m	1100	J 131	103	Sr 89	14	Cs 134	7
				88	2500	132	482	91	96	137	7
				Xe 133m	30	133	480				
				133	550	135	467				
				135	940						
				100% Kühlgas- aktivität				100% der staubgebundenen Aktivität und Abtragung abgelagerter Aktivi- tät. Ablagerung im Reaktorschutz- gebäude vernachlässigt.			
P2	Kernaufheizung nach verzögertem Ausfall des Hauptkühlsystems ( $\Delta H_{VB} = 1 \cdot 10^{-3}$ )	$9 \cdot 10^{-6}$ $P_{MD}$ $P_{MAD}$	-	Entsprechend Kernaufheiz-Kategorie KA-8							
P3	Kernaufheizung nach verzögertem Ausfall des Hauptkühlsystems, Reaktorschutzgebäude- versagen ( $\Delta H_{VBCV} = 4 \cdot 10^{-5}$ )	$5 \cdot 10^{-7}$ $P_{MDEF}$ $P_{MADEF}$	10 - 30 m	Entsprechend Kernaufheiz-Kategorie KA-5							

Tabelle 6-4: Wesentliche Freisetzungskategorien der Druckentlastungsstörfälle

Druckentlastungsstörfälle führen in Verbindung mit einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr zu ähnlich hohen Auswirkungen wie die in Kapitel 4 behandelten Störfälle.

Die durch Druckentlastungen eingeleiteten Kernaufheizketten werden durch die mit P-2 und P-3 bezeichneten Kategorien beschrieben. Die Ketten der Kategorie P-2, die einen Ausfall der Nachwärmeabfuhr, funktionierende Liner Kühlung und ein langfristig intaktes Reaktorschutzgebäude beschreiben, sind vergleichbar mit der verzögerten Kernaufheizkette  $H_{VB}$  der Kategorie KA-8 des Störfalles 'Ausfall des Hauptkühlsystems'. Der Beitrag von P-2 zur Summenhäufigkeit dieser Kernaufheizkategorie ist aufgrund der geringen Häufigkeit von  $9 \cdot 10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr mit weniger als einem Prozent unbedeutend.

Die Kategorie P-3 beschreibt Kernaufheizketten mit Strukturversagen des Reaktorschutzgebäudes nach etwa 180 Stunden. Diese Ketten sind vergleichbar mit  $H_VBCV$  der Kategorie KA-5. Auch sie liefern mit einer Eintrittshäufigkeit von  $5 \cdot 10^{-7}$  pro Reaktor-Jahr nur einen Beitrag von weniger als einem Prozent zur Summenhäufigkeit von KA-5.

### 6.2.3 ERGEBNISZUSAMMENFASSUNG UND -BEWERTUNG

Leckagen des unter einem Druck von 50 bar stehenden Primärkreislaufes führen zum Ausströmen des Kühlgases. Am wahrscheinlichsten ist - mit einer erwarteten Häufigkeit von  $8 \cdot 10^{-3}$  pro Reaktor-Jahr - eine Druckentlastung über ein Sicherheitsventil des Reaktordruckbehälters. Der Ausströmquerschnitt beträgt  $180 \text{ cm}^2$ . Die Eintrittswahrscheinlichkeiten von Leckagen der Primärkreislaufabschlüsse durch Risse im Liner und Brüche von Heliumleitungen sind deutlich kleiner. Leckquerschnitte größer als  $645 \text{ cm}^2$  sind durch Mehrfachsicherungen sehr unwahrscheinlich. Die durch Ausströmen des Heliums aus Lecks von  $180 \text{ cm}^2$  bis  $645 \text{ cm}^2$  Querschnitt auftretenden Belastungen durch Druckgradienten und Temperaturtransienten sind nicht so verschieden, daß sie den Störfallablauf wesentlich beeinflussen. Die Abschätzung des Risikobeitrages von Druckentlastungen konnte sich daher auf einen als repräsentativ geltenden Störfallablauf nach Öffnen eines Sicherheitsventils konzentrieren.

Ein Folgeversagen des Reaktorschutzgebäudes oder der Kerneinbauten aufgrund Belastungen durch direkt mit den Ausströmvorgängen verbundenen Druckgradienten und Temperaturtransienten ist unwahrscheinlich. Gelingt der Reaktorschutzgebäudeabschluß und starten zwei der vier Hilfskühlstränge, so bleiben die in die Umgebung gelangenden Spaltproduktmengen unterhalb der zulässigen Grenzen. Mißlingt der Abschluß, so werden die in Tabelle 6-4 aufgeführten Spaltprodukte freigesetzt, wenn angenommen wird, daß im Reaktorschutzgebäude keine Spaltprodukte abgelagert oder kondensiert werden. Selbst bei diesen unrealistischen Annahmen liefert eine derartige Störfallkette bei einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $3 \cdot 10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr nur einen unbedeutenden Risikobeitrag. Der durch Kontraktion und Konvektion über das angenommene Leck in den Primärkreislauf gelangende Luftsauerstoff führt zu keiner wesentlichen Erhöhung der Spaltprodukte durch Oxidation des Graphits. Massive Spaltproduktfreisetzungen sind nur bei Kernaufheizungen zu erwarten.

Eine Kernaufheizung wird auch bei Druckentlastungsstörfällen nur durch den

Ausfall des Hilfskühlsystems eingeleitet. Der Kühlmittelverlust bei Druckentlastungsstörfällen hat - selbst bei offenem Reaktorschutzgebäude und dem daraus folgenden Ausgleichsdruck von etwa 1 bar - keine dadurch bedingte Kernaufheizung zur Folge. Bei einem Ausgleichsdruck von 1 bar reichen zwei Hilfskühlstränge des HTR-1160 ohne Nachspeisung von Kühlmittel aus, um den Reaktorkern mit dem restlichen Gas hinreichend zu kühlen. Der Beitrag, den Druckentlastungen als auslösende Ereignisse zu den Eintrittshäufigkeiten von Kernaufheizungen liefern, liegt für die repräsentativen Kategorien P-2 und P-3 bei einem bis weniger als einem Prozent der Summenhäufigkeit der entsprechenden Kategorien, mit denen sie verglichen werden können.

Im Vergleich zur AIPA-Studie fällt die signifikant höhere Eintrittswahrscheinlichkeit für Druckentlastungsstörfälle in der vorliegenden Studie auf. Ursache dafür ist eine vom amerikanischen Anlagenkonzept abweichende Konstruktion des Druckentlastungssystems des HTR-1160. Im amerikanischen Konzept sind in den Druckentlastungssträngen Berstscheiben vor den Sicherheitsventilen angeordnet. Zu einer Druckentlastung über diese Systeme kann es also nur nach einer unbeabsichtigten Zerstörung der Berstscheibe und einem frühzeitigen Ansprechen der Sicherheitsventile kommen.

Im Konzept des HTR-1160 ist die Berstscheibe hinter dem Sicherheitsventil angeordnet. Sie hat nur Dichtfunktionen zu übernehmen und ist deshalb auf einen Ansprechdruck unter 30 bar ausgelegt. Das unbeabsichtigte Öffnen der Sicherheitsventile zieht sofort eine Zerstörung der Berstscheibe nach sich. Die Eintrittshäufigkeiten von Druckentlastungen über die Entlastungsstränge sind daher in der amerikanischen Anlage wesentlich unwahrscheinlicher. In der AIPA-Studie ist daher dieses auslösende Ereignis nicht enthalten. Obwohl in der vorliegenden Studie aufgrund der beschriebenen Änderung der Entlastungsstränge häufiger mit Druckentlastungen zu rechnen ist, kann das Ergebnis der AIPA-Studie im wesentlichen bestätigt werden, wonach diese Störfälle von untergeordneter Bedeutung sind.

### 6.3 STÖRFÄLLE AUS EINWIRKUNGEN VON AUSSEN (AUSSER ERDBEBEN)

In der vorliegenden Studie sollten außer anlageninternen Störfällen auch Störfälle aus Einwirkungen von außen betrachtet und mögliche Risikobeiträge abgeschätzt werden. Dazu gehören Erdbeben, die in Kap. 6.4 gesondert behandelt werden, Unwetter, extreme Wasserstände, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwellen, schädliche Stoffe und mechanische Einwirkungen aufgrund eines Versagens von Sekundärkreiskomponenten. Risikobeiträge aus Sabotage und möglichen Kriegseinwirkungen werden auch in dieser Studie nicht behandelt.

Die zugrunde gelegte Anlage ist entsprechend den geltenden Richtlinien und Kriterien gegen Einwirkungen von außen geschützt. Als Standort wird der Bereich Hamm-Schmehausen angenommen, für den die Ergebnisse uneingeschränkt gelten. Hinsichtlich der Gefährdung durch Einwirkungen von außen gilt der Referenzstandort als durchschnittlich exponiert, so daß den Ergebnissen auch eine gewisse Allgemeingültigkeit innewohnt.

Der jeweilige Risikobeitrag läßt sich abschätzen, indem für solche Ereignisse die Eintrittswahrscheinlichkeit ermittelt wird, deren maximal hervorgerufene Belastung der Auslegung zugrunde lagen. Bei den durch die Auslegung geschützten Anlagenteilen wird davon ausgegangen, daß das Ereignis die Systemzuverlässigkeit nicht beeinträchtigt. Bei den nicht geschützten Anlagenteilen wird ein Versagen infolge der äußeren Einwirkungen angenommen und im weiteren untersucht, inwieweit sich die Häufigkeit der dadurch ausgelösten Ereignisabläufe von der Häufigkeit für vergleichbare Ereignisabläufe aus anlageninternen Störfällen unterscheidet. Abschließend wird geprüft, ob die bei der Auslegung berücksichtigten Lastannahmen überschritten werden können und mit welcher Häufigkeit dies ggf. zu erwarten ist.

#### 6.3.1 NATURBEDINGTE EINWIRKUNGEN

Die Untersuchungen zum Unwetter zeigen, daß die beobachteten und zu erwartenden Windverhältnisse im Standortbereich aufgrund der baulichen Auslegung gegen Windlasten und der Auslegung gegen andere äußere Einwirkungen keine Gefährdung der Anlage erwarten lassen.

Die bei der Referenzanlage zu erwartende Häufigkeit für Blitzeinschläge liegt bei  $6 \text{ pro km}^2$  und Jahr. Für das Reaktorschutzgebäude ergibt sich damit z.B. eine Einschlaghäufigkeit von ca.  $10^{-1}$ /Jahr. Aufgrund nicht festgelegter Blitzschutzmaßnahmen und fehlenden Datenmaterials läßt sich eine quantitative Ri-

sikoanalyse für das Ereignis 'Blitzschlag' derzeit nicht durchführen. Da HTR-spezifische Gesichtspunkte nicht zu erkennen sind, wird auf die Arbeiten in der Deutschen Risikostudie (Phase A) verwiesen. Sie enthält aufgrund grober Abschätzungen die Feststellung, daß Blitzeinschlag die Kernschmelzhäufigkeit nur wenig beeinflusst; in der Phase B wird eine Absicherung dieser Aussage angestrebt.

Angaben über die Häufigkeiten extremer Flußwasserstände liegen nicht vor. Bei einem angenommenen hochwasserbedingten Wassereinbruch werden zwar für wichtige Sicherheitssysteme Schäden erwartet, aber die vorhandene Höhendifferenz zwischen dem höchsten bisher beobachteten Wasserstand und dem Geländeniveau stellt eine Reserve gegen denkbare Überschreitungen dar. Außerdem sind wegen langer Vorwarnzeiten temporäre Schutzmaßnahmen möglich. Weitergehende Untersuchungen mit dem Ziel, die qualitativen Überlegungen auch quantitativ abzusichern, sind im vorgesehenen Rahmen der Studie nicht durchführbar und wegen angestrebter höherer Auslegungsanforderungen für neue Anlagen wenig sinnvoll. Der Teilaspekt 'Niedrigwasser' ist für die hier angestellten Risikountersuchungen ohne jegliche Bedeutung.

Insgesamt kommt auch die vorliegende Studie zu dem Schluß, daß die hier untersuchten naturbedingten Einwirkungen aufgrund der vorgesehenen Schutzmaßnahmen von untergeordneter Bedeutung sind.

### 6.3.2 ZIVILISATIONSBEDINGTE EINWIRKUNGEN

#### 6.3.2.1 Flugzeugabsturz

Die globale Flugdichte in der Bundesrepublik ist so hoch, daß Risikobeiträge durch Flugzeugabsturz als störfallauslösendes Ereignis nicht von vornherein auszuschließen sind. Lokal können die Verhältnisse noch ungünstiger liegen, vor allem dann, wenn der Standort nicht ausreichend weit von einem Flugplatz entfernt liegt.

Die im Rahmen dieser Studie durchgeführten Untersuchungen haben ergeben, daß für den Standort Schmehausen nicht mit einer wesentlich größeren Absturzhäufigkeit als im Durchschnitt zu rechnen ist. Für eine sicherheitstechnisch relevante Kraftwerksfläche ergibt sich eine Absturzhäufigkeit für größere Zivilflugzeuge von rund  $10^{-10}$ /Jahr, für Sportflugzeuge von kleiner als  $10^{-7}$ /Jahr und für schnellfliegende Militärmaschinen von rund  $10^{-6}$ /Jahr, darin ist der Einfluß einer über den Standort verlaufenden Nachttiefflugstrecke einbezogen.

Die Werte werden bestimmt durch den Reise- bzw. Übungsflugverkehr, da der Einfluß der nächstgelegenen Flugplätze vernachlässigbar gering ist.

Berücksichtigt man neben der Absturzhäufigkeit noch die zugehörigen möglichen Belastungen, so stellt der Absturz schnellfliegender Militärmaschinen für die Ermittlung möglicher Risikobeiträge das dominierende Ereignis dar. Die Auftreffwahrscheinlichkeit für wichtige Anlagenteile und das Schutzkonzept sind in Bild 6-12 dargestellt. Weitergehende Beschreibungen zur Systemanordnung, zur Lage der Rohr- und Kabelkanäle, sowie zum Umfang des Schutzes der Komponenten gegen induzierte Belastungen liegen nicht vor. Schon aus diesem Grunde sind weitergehende Ereignisablaufanalysen wenig sinnvoll.

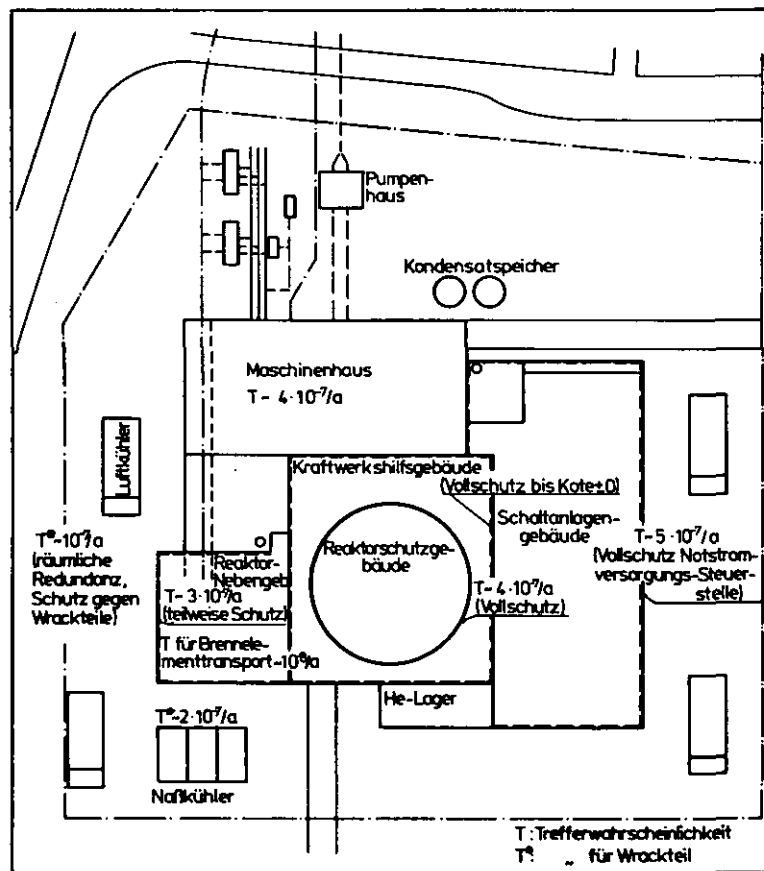


Bild 6-12: Trefferwahrscheinlichkeiten und Anlagenschutz vor 'Flugzeugabsturz'

Die folgenden Überlegungen gehen davon aus, daß bei einem 'Flugzeugabsturz' das dagegen ausgelegte Reaktorschutzgebäude den Belastungen standhält und die ebenfalls geschützten Sicherheitssysteme nicht als Folge des Ereignisses versagen. Es wird allerdings konservativ unterstellt, daß bei Zerstörungen der Frischdampf- oder Zwischenüberhitzerleitungen im Bereich der Rohrleitungsdurchführungen die Dichtheit des Reaktorschutzgebäudes nicht mehr gewahrt ist.

Konzentriert man sich auf die Kernaufheizung als relevantes Folgeereignis, so lassen sich bei Ereignisabläufen zwei wesentliche Fälle unterscheiden:

- Absturz auf das Maschinenhaus oder Absturz auf den nicht geschützten Teil des Schaltanlagegebäudes. Es erfolgt Ausfall der Energieversorgung und des Hauptkühlsystems.
- Absturz auf das Maschinenhaus in der Nähe der ins Reaktorgebäude führenden Dampfleitungen mit Verlust der Dichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes. Auch in diesem Fall wird konservativ der Ausfall der Energieversorgung aufgrund von Wrackteileinwirkungen oder Brand angenommen.

Beide Fälle sind in ihrem Ablauf von den Systembedingungen her vergleichbar mit dem 'Notstromfall'. Der erste Fall führt mit einer Häufigkeit kleiner als  $10^{-8}$ /Reaktor-Jahr zur Kernaufheizung mit Ausfall des Linerkühlsystems. Zieht man anlageninterne Störfälle zum Vergleich heran, so sind diese um Größenordnungen wahrscheinlicher (Kapitel 4.2.6 'Notstromfall' mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr und Linerkühlung ca.  $10^{-5}$ /Reaktor-Jahr), auch wenn höhere Unsicherheiten in den Annahmen zu berücksichtigen sind. Ähnliches gilt für den zweiten Fall, der sich vom ersten dadurch unterscheidet, daß die Dichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes nicht gegeben ist. Die unter dieser Bedingung zu erwartende Häufigkeit für die Kernaufheizung mit Versagen des Linerkühlsystems ist kleiner  $10^{-9}$ /Reaktor-Jahr. Vergleicht man diesen Wert mit der Häufigkeit der entsprechenden Ereigniskette beim 'Notstromfall', so ergeben sich auch hier um Größenordnungen kleinere Häufigkeitswerte.

Die bisherigen Überlegungen gehen von Belastungsfunktionen aus, wie sie in den in Deutschland gültigen Richtlinien aufgezeigt werden und ein weites Spektrum möglicher Flugzeugtypen unter verschiedenen Aufprallbedingungen abdecken. Für Militärflugzeuge ergeben sich die maximal anzunehmenden Belastungen aus dem senkrechten Aufprall eines Flugzeuges vom Typ 'Phantom' mit einer Absturzgeschwindigkeit von 215 m/s. Die Unfallauswertungen lassen erkennen, daß auch denkbare höhere Absturzgeschwindigkeiten mit dieser Festlegung erfaßt werden. Das gilt auch für Zivilflugzeugtypen einschließlich der Langstreckenmaschinen bis zu einem Startgewicht von ca. 150 Mp. Aber auch darüber hinaus sind Großraumflugzeuge der letzten Generation (Startgewicht bis 353 Mp) bezüglich der wahrscheinlichsten Absturzsituation (Trudeln, teilweises Zerlegen in der Luft) noch mit dem angegebenen Belastungsdiagramm zu erfassen. Unter Berücksichtigung der angegebenen Abschätzung für die Absturzwahrscheinlichkeit von Zivilflugzeugen von etwa  $10^{-10}$ /Reaktor-Jahr sind

die Fälle, die zu einer Überschreitung der Belastungsfunktion führen, in ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit noch wesentlich geringer.

Insgesamt lassen die Untersuchungen den vorläufigen Schluß zu, daß im Vergleich zu anderen Ereignissen der 'Flugzeugabsturz' auf sicherheitstechnisch relevante Anlagenteile aufgrund der vorgesehenen Auslegung keinen wesentlichen Beitrag zum Risiko liefert. Die verbleibenden Unsicherheiten müßten in weitergehenden Analysen geklärt werden.

#### 6.3.2.2 Explosionsdruckwellen

Bei Unfällen in Industrieanlagen oder auf Transportwegen ist mit Explosionen zu rechnen, deren Druckwellen Gebäude zerstören können. Dementsprechend sind die sicherheitstechnisch relevanten Teile eines Kernkraftwerkes dagegen geschützt, und zwar mit Lastannahmen, die Druckwellen aus der Deflagration gesättigter Kohlenwasserstoffe von den entsprechenden Bauwerken abdecken. Bei der HTR-1160-Referenzanlage gehören dazu die Bereiche, die auch gegen Flugzeugabsturz geschützt sind, hinzu kommen die Luftkühler des Hilfskühlsystems.

Die Standortuntersuchungen ergaben die vorbeiführende Landstraße und die Autobahn als potentielle Freisetzungsorte für Gaswolken, evtl. ist auch der Liegehafen des Datteln-Hamm-Kanals zu beachten. Pauschal wird aber festgestellt, daß für den Standort Schmehausen bezüglich Explosionsdruckwellen im Vergleich zu anderen Kernkraftwerksstandorten keine besondere Gefährdung besteht. Aus diesem Grunde und wegen der postulierten Nähe des Standortes zu einer verkehrsreichen Wasserstraße wird die Eintrittshäufigkeit einer 'Druckwelle' aus der Deutschen Risikostudie mit  $10^{-5}$  bis  $5 \cdot 10^{-7}$ /Reaktor-Jahr übernommen. Die Werte ergeben sich aus einer möglichen Gefährdung durch Schiffstransporte auf dem Rhein. Die wahrscheinlichste Folge einer Druckwelle, deren hervorgerufene Belastungen durch die Auslegungsannahmen abgedeckt werden, wäre eine Beschädigung ungeschützter Anlagenteile und der Ausfall des Hauptkühlsystems wie beim 'Notstromfall'. Die 'Druckwelle' als auslösendes Ereignis ist aber um etwa zwei Größenordnungen weniger wahrscheinlich und wird mit abgedeckt.

Druckwellen mit wesentlich höheren Belastungen können von Detonationen oder detonationsähnlichen Vorgängen ausgehen. Da die Anlage weiter als bei den Mindestabständen vorgesehen von den möglichen Unfallorten entfernt liegt, stellen Detonationen am Unfallort keine Gefahr dar. Denkbare Möglichkeiten, daß detonationsfähige Gaswolken zum Kraftwerk hindriften oder daß eine Deflagration unter ungünstigen Randbedingungen in eine Detonation umschlägt, sind



mit sehr geringen Eintrittshäufigkeiten behaftet. Sie spielen für Risikobetrachtungen ebenfalls keine Rolle.

#### 6.3.2.3 Schädliche Stoffe

Eine mögliche Gefährdung durch Einwirkungen schädlicher Stoffe von außen oder aus der Anlage heraus konnte wegen des geringen Detaillierungsgrades der Anlagenbeschreibung nicht abgeschätzt werden.

### 6.3.3 EINWIRKUNGEN BEDINGT DURCH VERSAGEN VON SEKUNDÄRKREISKOMPONENTEN

Das Versagen von Komponenten des Sekundärkreises führt unabhängig von der Versagensart zum Ausfall des Hauptkühlsystems, was in Kap. 4.1 bereits behandelt wurde. Zurück bleibt aber die Frage, ob nicht unter bestimmten Bedingungen mit dem Versagen dieser Komponenten mechanische Einwirkungen verbunden sind, die Sicherheitssysteme gefährden und mit den Einwirkungen von außen als störfallauslösendes Ereignis vergleichbar sind. Als solche Ereignisse sind der 'Turbinenzerknall' und das 'Versagen von Druckbehältern im Sekundärkreis' anzusehen, die in diesem Unterkapitel behandelt werden.

#### 6.3.3.1 Turbinenzerknall

Durch die ungünstige Anordnung des Maschinenhauses besteht bei der Referenzanlage die Gefahr, daß die bei einem 'Turbinenzerknall' entstehenden Bruchstücke sicherheitstechnisch relevante Anlagenteile beschädigen können.

Die Wahrscheinlichkeit eines solchen Ereignisses ( $W$ ) setzt sich zusammen aus den Wahrscheinlichkeiten

- für das Versagen des Turbinenrotors und Zerstörung des Turbinengehäuses durch Bruchstücke ( $W_1$ ),
- für die Zerstörung der Gebäudewand ( $W_2$ ),
- und für die Zerstörung relevanter Anlagenteile bzw. Systeme ( $W_3$ ).

Bei der Abschätzung der Wahrscheinlichkeit  $W_1$  ist zu beachten, daß die vorgesehene Turbine aus Einzelscheiben zusammengeschweißt ist und daß für diesen Typ aus beobachteten Turbinenunfällen keine Versagenswahrscheinlichkeit exakt ableitbar ist. Als Richtwert wird, wie auch in der Deutschen Risiko-studie für einen anderen Turbinentyp,  $W_1 = 10^{-5}$ /Reaktor-Jahr angesetzt.

Die Überlegungen zur Zerstörung von Gebäudewänden durch aufprallende Bruch-

stücke können sich auf die energiereichsten Bruchstücke beschränken, die entstehen, wenn Scheiben des Niederdruckteils der Turbine bei Berstdrehzahl sprödbbruchartig versagen.  $W_2$  ergibt sich aus der Auftreffwahrscheinlichkeit der wegfliegenden Bruchstücke, die die Gebäudewand durchschlagen können.

Die Wahrscheinlichkeit  $W_3$  für eine mögliche Zerstörung von wichtigen Komponenten durch das penetrierte Bruchstück ist wegen der fehlenden Information über deren genaue Anordnung und Schutz durch vorgelagerte Strukturen grob abzuschätzen.

Für die verschiedenen Gebäude abgeschätzten Wahrscheinlichkeiten sind in Tab. 6-5 enthalten. Ereignisablaufuntersuchungen zeigen, daß von einer möglichen Beschädigung des Reaktorschutzgebäudes die größte Gefahr ausgeht. Nennenswerte Beiträge zum Risiko durch 'Turbinenzerknall' sind auszuschließen, wenn Schäden an Sicherheitssystemen innerhalb des Gebäudes eine Wahrscheinlichkeit von kleiner  $10^{-2}$  haben.

Gebäude	$W_1$	$W_2$	$W_3^*$	$W^*$
a) Reaktorschutzgebäude	$10^{-5}/a$	$2 \cdot 10^{-1}$	$\ll 1$	$\ll 2 \cdot 10^{-6}/a$
b) Schaltanlagegebäude - gegen Flugzeugabsturz geschützte Bereiche		$< 10^{-3}$	$< 1$	$< 10^{-8}/a$
- gegen Flugzeugabsturz ungeschützte Bereiche		$\approx 10^{-2}$	$< 1$	$\approx 10^{-7}/a$
c) Reaktornebengebäude - gegen Flugzeugabsturz geschützte Bereiche		$< 1,5 \cdot 10^{-1}$	$10^{-1}$	$< 1,5 \cdot 10^{-7}$
- gegen Flugzeugabsturz ungeschützte Bereiche		$6 \cdot 10^{-1}$	$10^{-1}$	$6 \cdot 10^{-7}$
d) Maschinenhaus		1	1	$10^{-5}/a$

\*) konservative Schätzwerte

Tabelle 6-5: Wahrscheinlichkeiten für Schäden an Sicherheitssystemen durch 'Turbinenzerknall'

Diesen Nachweisproblemen könnte man durch eine Drehung des Maschinenhauses um 90 % entgehen, da sich dann die Auftreffwahrscheinlichkeit um zwei Größenordnungen reduzieren würde. Die Gesamtwahrscheinlichkeit für eine Kern-

aufheizung ausgelöst durch 'Turbinenzerknall' läge dann auch im Bereich unter  $10^{-8}$ /Reaktor-Jahr.

#### 6.3.3.2 Versagen von Druckbehältern des Sekundärkreises

Die Überlegungen können sich auf ein Versagen des Speisewasserbehälters durch spontanes Bersten oder Rißbildung beschränken, da dieser Behälter das höchste Energiepotential hat. Aus schadensstatistischen Auswertungen für konventionelle Behälter läßt sich eine Versagenswahrscheinlichkeit von  $\sim 10^{-5}$  pro Druckbehälter-Jahr ableiten. Auch wenn keine Analyse über mögliche Druckwellenbelastung oder Bruchstückeinwirkungen vorliegt, ist zu erwarten, daß diese Lasten durch die Auslegung gegen Einwirkungen von außen abgedeckt werden. Das Druckbehälterversagen wäre demnach dem Ausfall des Hauptkühlsystems gleichzusetzen, der in der Häufigkeit um Größenordnungen höher liegt. Somit kann das Versagen von Druckbehältern im Sekundärkreis nicht zu dominierenden Risikobeiträgen führen.

## 6.4 ERDBEBEN

Starke Erdbeben sind für Kernkraftwerke als störfallauslösendes Ereignis von besonderer Bedeutung. Sie wirken flächig und beanspruchen sicherheitstechnisch wichtige Anlagenbereiche und Systeme gleichzeitig. Dementsprechend werden als Vorsorgemaßnahmen Erdbebenbelastungen bei deren Bemessung berücksichtigt. Mögliche Risikobeiträge durch Erdbeben wurden in Wash-1400 und in der AIPA-Studie ansatzweise abgeschätzt, die gewonnenen Ergebnisse schließen nennenswerte Beiträge zum Risiko aus. Die verbleibenden Unsicherheiten sind aber so groß, daß im Rahmen dieser Studie eigene Überlegungen angestellt wurden, zumal die Ergebnisse der anderen Studien nicht für den hier angenommenen Referenzstandort gelten.

### 6.4.1 METHODISCHES VORGEHEN

Risikobeiträge können sich aus relativ häufigen Erdbeben ergeben, deren Stärke im Bereich der Bemessungserdbeben (Auslegungs-, Sicherheitserdbeben) liegt und die mit großer Wahrscheinlichkeit ungeschützte Anlagenteile beschädigen und geschützte Anlagenteile in ihrer Verfügbarkeit beeinträchtigen. Sie können aber auch aus sehr unwahrscheinlichen Erdbeben resultieren, deren Stärke die Bemessungsannahmen deutlich überschreitet und die sicherheitstechnisch bedeutsamen Anlagenteile stark in Mitleidenschaft ziehen. Infolge der Gegenläufigkeit von Eintrittswahrscheinlichkeit - sie nimmt mit zunehmender Stärke ab - und der Systemnichtverfügbarkeit bzw. Versagenswahrscheinlichkeit - sie nimmt mit zunehmender Stärke zu - läßt sich nicht von vornherein die Erdbebenstärke mit dem höchsten Risikobeitrag angeben.

Wegen der Komplexität und Neuartigkeit der Fragestellungen beschränken sich die hier vorgestellten Überlegungen auf Erdbeben, die in ihrer Stärke dem zweifachen Sicherheitserdbeben entsprechen. Zur weiteren Vereinfachung wird angenommen, daß nach Auftreten eines solchen Bebens alle Gebäude und darin befindlichen Systeme, die nicht gegen Erdbebenlasten ausgelegt sind, funktionsuntüchtig werden und über 24 Stunden auch bleiben. Dazu gehören die Eigenbedarfsversorgung und alle Komponenten des Hauptkühlsystems außerhalb des Reaktorschutzgebäudes. Mögliche Folgeschäden an geschützten Anlagenteilen, etwa durch Turbinenzerknall infolge Erdbeben, werden nicht betrachtet.

Unter den genannten Bedingungen sind nun die folgenden Problemkreise zu behandeln:

- . Häufigkeit von Erdbeben, die in ihrer Stärke das Sicherheitserdbeben bis zum Zweifachen überschreiten.
- . Auswahl sensibler Gebäude und darin befindlicher Systeme.
- . Antwortverhalten und Versagenswahrscheinlichkeit sensibler Anlagenteile.
- . Ereignisablaufanalyse und Abschätzungen von Risikobeiträgen unter Einbeziehung erdbebenbedingter Ausfallwahrscheinlichkeiten.

Die hier zusammenfassend vorgestellten Arbeiten sind als erste Näherung zu interpretieren und nach wie vor mit großen Unsicherheiten behaftet. Weitergehende Einzelheiten vor allem bezüglich der angewendeten Rechenmodelle enthält der Fachband IV.

#### 6.4.2 HÄUFIGKEIT SCHWERER ERDBEBEN, CHARAKTERISTISCHE DATEN

Der Standort Hamm-Schmehausen liegt in einem seismisch wenig aktiven Gebiet. Das größte Gefährdungspotential hat das Herdgebiet der Niederrheinischen Bucht, das 100 bis 150 km vom Standort entfernt liegt. Unter Berücksichtigung von Abnahmegesetzen für die Intensität und Beschleunigung wird für das Sicherheits-erdbeben eine Bodenbeschleunigung von 0.1 g angegeben.

Die Wahrscheinlichkeit, daß ein Erdbeben eine Bodenbeschleunigung hervorruft, die 0.1 g überschreitet, wurde unter Anwendung dreier unterschiedlicher Rechenmodelle zu  $10^{-5}$ /Reaktor-Jahr abgeschätzt. Die Überschreitenswahrscheinlichkeit für 0.2 g liegt um mehr als eine Größenordnung darunter (Bild 6-13). Diese Werte sind mit großen Unsicherheiten behaftet; als Unsicherheitsfaktor wird 10 vorgeschlagen.

Als passende Beschleunigungs-Antwort-Spektren werden modifizierte Standort-Antwortspektren der amerikanischen Genehmigungsbehörde angesehen. Der Beschleunigungs-Zeitverlauf wird aus Umschreibung dieser Spektren künstlich gewonnen. Zur Kontrolle wird der gemessene Zeitverlauf des Erdbebens von San Francisco (Golden Gate Park) im Jahre 1957 herangezogen.

Die dynamischen Bodenkennwerte (modale Dämpfung 5%, Schermoduli zwischen 280 und  $430 \text{ MN/m}^2$ ) gelten für den Standort Schmehausen. Parametrisch wurde allerdings auch ein Schermodul berücksichtigt, der Flußstandort-Verhältnisse mit abdeckt.

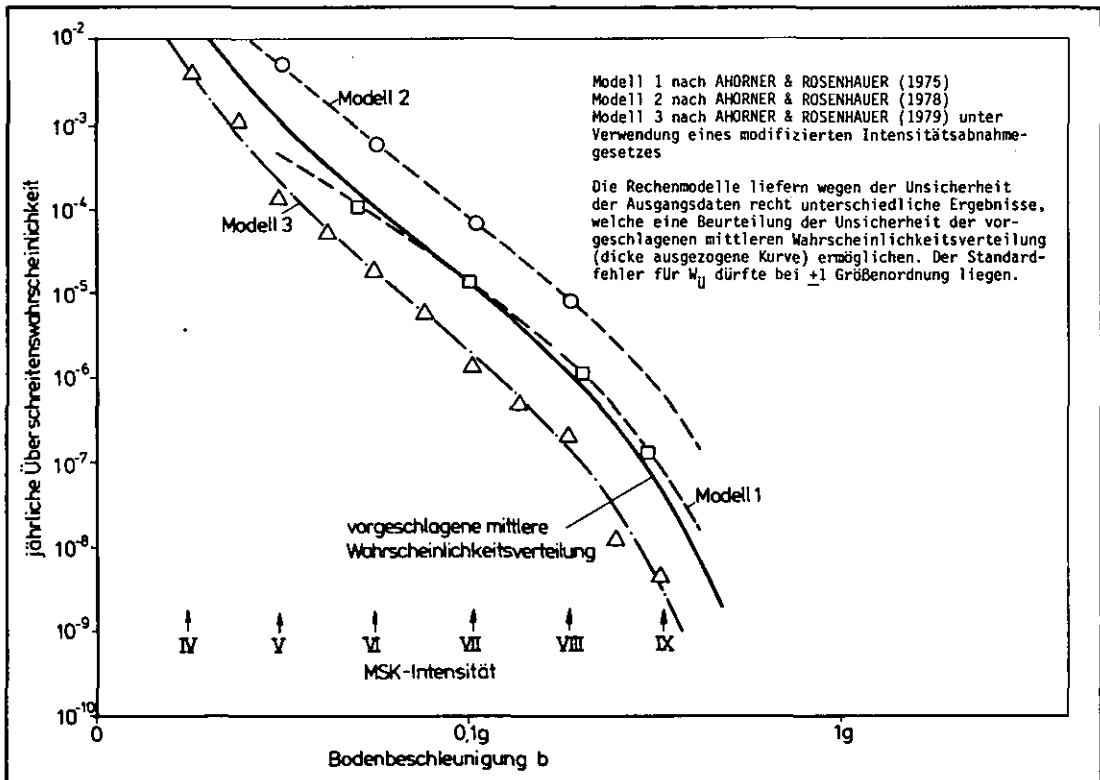


Bild 6-13: Jährliche Überschreitenswahrscheinlichkeit für seismische Bodenbeschleunigungen am Standort Schmehausen, berechnet nach unterschiedlichen Rechenmodellen

#### 6.4.3 BEANSPRUCHUNG UND VERSAGEN VON BAUTEILEN

Als unmittelbare Folge des Erdbebens wird angenommen, daß das ungeschützte Maschinenhaus einstürzt und die Eigenbedarfsversorgung ausfällt. Zu gravierenden Spaltproduktfreisetzungen und relevanten Risikobeiträgen kann es aber erst kommen, wenn bei einem solchen Ereignis, das dem 'Notstromfall' ähnelt, auch noch angeforderte Sicherheitssysteme versagen. Deshalb ist zu untersuchen, welchen dynamischen Beanspruchungen diese Systeme und Gebäude, in denen sie untergebracht sind, unterliegen und wie groß der erdbebenbedingte Beitrag zu deren Nichtverfügbarkeit ist.

Das Schwingungsverhalten des Reaktorschutzgebäudes und des auf der gemeinsamen Fundamentplatte stehenden Reaktordruckbehälters wurde mit Hilfe eines Finite-Elemente-Stabmodells beschrieben. Die größten Beanspruchungen ergeben sich

danach für den künstlich erzeugten Beschleunigungszeitverlauf und den größten dynamischen Schubmodul des Baugrundes. Für das Versagen des Reaktorschutzgebäudes als Gesamttragwerk ist der Übergangsbereich vom Fundament auf den zylindrischen Teil maßgebend, kritischer Fall ist das Druckversagen des Betons. Selbst wenn man von den ungünstigsten Beanspruchungen ausgeht, ist ein Versagen der Struktur praktisch auszuschließen, da auch die durch ein zweifaches Sicherheitserdbeben hervorgerufenen Betondruckspannungen nur etwa 13% des Mittelwertes der Betondruckfestigkeit betragen.

Die Beanspruchungen infolge Erdbeben werden mit zunehmender Gebäudehöhe kleiner. Sie sind bis zur Höhe des Materialtores im Reaktorschutzgebäude auf ca. 1/3 zurückgegangen. Berücksichtigt man weiterhin, daß die Lastannahmen aus dem 'Flugzeugabsturz' für die Bemessung maßgebend sind, so kann es sich bei dem Materialtorbereich nicht um eine Schwachstelle der Konstruktion handeln. Über die Auslegung des Kranes innerhalb des Reaktorschutzgebäudes liegen für eine Abschätzung der Versagenswahrscheinlichkeit keine ausreichenden technischen Unterlagen vor. Aus Erfahrungen mit anderen Kernkraftwerken ist aber zu vermuten, daß ein Versagen selbst bei einem zweifachen Sicherheitserdbeben sehr unwahrscheinlich ist.

Für die Beanspruchung von Rohrleitungen, die mit dem Reaktordruckbehälter und dem Reaktorschutzgebäude fest verbunden sind, ist die Relativbewegung der Bauteile von ausschlaggebender Bedeutung. Hierfür und für die Vorgänge innerhalb des Reaktordruckbehälters war es erforderlich, zusätzlich den Übergangsbereich von der Fundamentplatte auf den Tragstern des Druckbehälters mit einem dreidimensionalen Modell nachzubilden. Die Rechnungen zeigen, daß max. Bewegungen in diesem Bereich in horizontaler Richtung etwa 10 mm und in vertikaler Richtung etwa 5 mm betragen können.

Der Reaktorkern mit den blockförmigen Brennelementen ist standardmäßig gegen 0.25 g ausgelegt. Experimentelle Untersuchungen wurden bis zu 0.75 g durchgeführt /6- 6/, wobei keine Brüche festzustellen waren, sondern allenfalls ein Abbrechen kleinerer Stücke an einzelnen Ecken der Brennelemente. Demnach ist eine Beeinträchtigung des Reaktorkerns durch ein zweifaches Sicherheitserdbeben (0.2 g) nahezu auszuschließen. Ähnliches gilt auch für eingefahrene Abschaltstäbe.

Daraus folgt zusammenfassend, daß eine Beeinträchtigung der Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen, die sich innerhalb des Reaktorschutzgebäudes befinden, nicht durch das Verhalten der Bauteile bei einem zweifachen Sicherheitserdbeben zu erwarten ist. Vielmehr ist zu prüfen, ob es aufgrund der übertragenen dynamischen Beanspruchungen zu Schäden in den Systemen selbst kommt.

Zu einem erdbebenbedingten Ausfall von Sicherheitssystemen kann es aber auch kommen, wenn diese Systeme nicht angesteuert oder - falls erforderlich - nicht mit elektrischer Antriebsenergie versorgt werden. Da wesentliche Teile dieser Systeme wie Schaltschränke, Notstromdiesel, Batterien etc. im Schaltanlagegebäude untergebracht sind, war dessen Antwortverhalten ebenfalls zu beurteilen. Die mit Hilfe eines Finite-Elemente-Modells analysierten Schwingungen in Längsrichtung des in der Grundfläche annähernd quadratischen Schaltanlagegebäudes ergaben dynamische Beanspruchungen, die eine sehr niedrige Versagenswahrscheinlichkeit für das Gesamttragwerk erwarten lassen. Das Verhalten der Komponenten selbst konnte im Rahmen dieser Phase der Studie nicht eingehend analysiert werden.

#### 6.4.4 EREIGNISABLAUF UND VERSAGEN VON SICHERHEITSSYSTEMEN

Wie bereits erläutert, ist die wahrscheinlichste Folge eines angenommenen zweifachen Sicherheitserdbebens der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung. Der zu erwartende Ereignisablauf gleicht somit dem beim 'Notstromfall'. Es wird davon ausgegangen, daß mechanische Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen durch zerstörte ungeschützte Anlagenteile (indirekte Einwirkungen) gegenüber den erdbebenbedingten dynamischen Belastungen vernachlässigbar sind. Ein erdbebenbedingter, zu überlagernder Druckentlastungsstörfall wäre möglich bei Dampfleitungsbrüchen außerhalb des Reaktorschutzgebäudes, bei Versagen der Absperrung und Folgeschäden am Dampferzeuger oder bei Versagen von Abschlüssen (Sicherheitsventile) des Druckbehälters, in den der gesamte Primärkreis integriert ist. Die Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisse liegt sicher deutlich unter 1. Sie spielen im übrigen keine große Rolle, da die mit einer Druckentlastung verbundene zusätzliche Aktivitätsfreisetzung klein ist und die zur Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Systeme für den drucklosen Reaktor ausgelegt sind. Die nachfolgenden Ereignisse entsprechen denen für den 'Notstromfall'. Bei den Nichtverfügbarkeiten sind erdbebenbedingte Anteile zu berücksichtigen. Der Störfall bleibt ohne nennenswerte Folgen, wenn die Nachwärme aus dem abgeschalteten Reaktor abgeführt werden kann. Dementsprechend stand bei der vorliegenden Studie die mögliche Beschädigung des Hilfskühlsystems im Vordergrund. Untersuchungen konnten aber nur Teilaspekte abdecken und erstreckten sich auf die Abschätzung einer Versagenswahrscheinlichkeit für besonders gefährdete Bereiche. Als solche werden die Rohrleitungen und Wärmetauscher des Hilfskühlsystems angesehen einschließlich der Verankerungskonstruktionen. Die Rechenannahmen gehen davon aus, daß für die Auslegungslasten das Sicher-



heitserdbeben maßgebend war, obwohl zu vermuten ist, daß aus anderen Störfällen oder Betriebszuständen höhere Anforderungen folgen. Die Versagenswahrscheinlichkeit bei einem zweifachen Sicherheitserdbeben errechnet sich für Rohrleitungen und Hilfswärmetauscher bei ungünstigsten Annahmen zu rund  $10^{-2}$  pro Ereignis. Die Versagenswahrscheinlichkeit für Verankerungskonstruktionen liegt um mehr als eine Größenordnung darüber, allerdings bewirkt ein Versagen von Verankerungen nicht in jedem Fall ein Strukturversagen der Rohrleitung. Das Versagen des Hilfskühlsystems aufgrund von Lecks nach mechanischen Beanspruchungen im Falle eines zweifachen Sicherheitserdbebens läßt sich demnach grob mit  $10^{-2}$  einstufen. Beiträge durch Versagen von Komponenten der Leitetchnik und Energieversorgung konnten schon wegen der fehlenden technischen Unterlagen nicht abgeschätzt werden. Hier könnte, da eine Zerstörung des Schaltanlagegebäudes nahezu auszuschließen ist, ebenfalls das Versagen von Verankerungselementen ausschlaggebend sein. Komponenten mit beweglichen Teilen (Gebläse, Pumpen etc.) blieben als Versagensursache für das System ebenfalls ausgespart. Bisher vorliegende Untersuchungen und Erfahrungswerte gehen von einer relativ kleinen Versagenswahrscheinlichkeit im Bereich  $10^{-2}$  aus. Sie sind aber für halbwegs gesicherte Aussagen nicht zufriedenstellend.

Umfassende Analysen zum Verhalten anderer Sicherheitssysteme stehen aus, allerdings sind nach dem derzeitigen Kenntnisstand einige qualitative Aussagen möglich. Ein vollständiger Ausfall beider Abschaltssysteme ist ziemlich unwahrscheinlich, da mit einem Blockieren der Bohrungen in den Brennelementblöcken nicht zu rechnen ist. Erdbebenbedingte Versagensanteile können beim ersten Abschaltssystem vom Antriebsmechanismus und beim zweiten aus der Ansteuerung herrühren.

Der Einfluß des Erdbebens auf die Dichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes ist sehr vielschichtig und nicht abschließend geklärt. Es kann davon ausgegangen werden, daß Undichtigkeiten der Gebäudestruktur und Beschädigungen im Bereich der Durchführungen sehr unwahrscheinlich sind, über die Beeinträchtigung der diversitären Abschlußklappen liegen keine Aussagen vor.

#### 6.4.5 ERGEBNISBEWERTUNG

Die Aussagen zu Reaktorunfällen, ausgelöst durch Erdbeben, deren hervorgerufene Bodenbeschleunigungen doppelt so hoch sind wie beim Sicherheitserdbeben, sind in Bild 6-14 überblickartig zusammengestellt. Eine gesicherte zahlenmäßige Abschätzung von Risikobeiträgen ist nicht möglich.

Zweifaches Sicherheits-Erdbeben	Ausfall Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)	Reaktorabschaltung	Nachwarmeabfuhr	Linierkühlung	Reaktorschutzgebäude Dichtigkeit	Ereigniskette	Häufigkeit pro Reaktor-Jahr Erwartungswert (Unsicherheitsfaktor)
E	A	B	C	D			
<b>Folge</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Zerstörung ungeschützter Anlagenteile</li> <li>• Kein Versagen geschützter Bauteile, wie Reaktordruckbehälter mit Primärkreislauf, Reaktorschutzgebäude, Schaltanlagengebäude</li> <li>• Erdbebenbedingte Lasten <math>\Rightarrow</math> Erdbebenbedingte Versagensanteile</li> </ul>						E	$\sim 10^{-6}/a(10)$
Antriebe 1. System?    Lecks im Hilfskühlsystem $10^{-2}$ Auslösung 2. System?    Gebläse, Pumpen ( $10^{-2}$ ) Leittechnik?            Strom nach > 30 h?    Klappen? Notstrom?						EBCD	Schätzwert $10^{-6}/a$ Kernaufheizung mit spontanem Ausfall der gesamten Kühlung, kein RSG-Ab-schluß
<b>Vergleich:</b> 'Notstromfall' (ohne Erdbeben)						NBCD	$10^{-7}$ KA-1
$4 \cdot 10^{-2}$	$\sim 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-6}$	0,3	$10^{-2}$			

Bild 6-14: Übersicht 'Erdbeben'

Legt man einer ersten Abschätzung die Ergebnisse der meist mit konservativen Annahmen durchgeführten Analysen zugrunde, so sind nennenswerte Risikobeiträge nur zu erwarten, wenn alle Systeme zur Vermeidung einer Kernaufheizung oder Verminderung gravierender Aktivitätsfreisetzungen als Folge des Erdbebens versagen, womit aber nicht zu rechnen ist. Dementsprechend decken Notstromfall-Ereignisketten mit Undichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes (NBCD  $10^{-7}$ /Reaktor-Jahr) schwere Erdbeben mit ab.

In der AIPA-Studie werden erdbebenbedingte Risikobeiträge abgeschätzt, und zwar auch für Beben mit Stärken bis zum zweifachen Sicherheitserdbeben. Die Überschreitenswahrscheinlichkeiten sollen für mittlere Standortverhältnisse gelten und liegen bei  $10^{-7}$ /Jahr. In der vorliegenden Studie wurde die Überschreitenswahrscheinlichkeit standortspezifisch abgeschätzt. Beide Studien stimmen darin überein, daß der weitere Ereignisablauf dem des Notstromfalls gleicht, wenn die Frage nach dem größten Risikobeitrag als Maßstab dient. In der AIPA-Studie wird angenommen, daß die Nichtverfügbarkeit des Sicherheitssystems im wesentlichen durch Funktionsverlust mechanisch beweglicher Systeme bestimmt wird. Umfassendere Untersuchungen zum Verhalten von Gebäuden, Rohrleitungen und Verankerungen wurden nicht angestellt.

Beide Studien sind als erste Näherungen anzusehen und mit großen Unsicherheiten behaftet, die in vollständigeren Analysen zu beheben wären. Die Aussage der AIPA-Studie, daß der Risikobeitrag durch 'Erdbeben' gering ist, kann mit Abstrichen bestätigt werden.

## 6.5 EINWIRKUNGEN AUS BRÄNDEN

Brände innerhalb der Anlage sind nicht auszuschließen, da sowohl brennbare Materialien als auch potentielle Zündursachen immer vorhanden sind. Sie haben als störfallauslösende Ereignisse auch für das Risiko bzw. Risikountersuchungen potentiell eine große Bedeutung, da sie schlimmstenfalls eine Common-Mode-Ausfallursache für die wichtigsten Sicherheitssysteme darstellen können. Ihre tatsächliche Bedeutung hängt aber stark davon ab, welche Vorkehrungen zur Verhinderung und Eindämmung von Bränden bei der Auslegung der Anlage bereits getroffen wurden. Die deutsche Genehmigungspraxis geht dahin, daß redundante Stränge von Sicherheitssystemen entweder räumlich redundant verlegt oder baulich gegeneinander abgeschottet sind. Das gilt auch für die zugehörigen Kabelverbindungen. Neben diesen passiven Maßnahmen gibt es ein umfassendes Feuermelde- und Löschsystem als aktive Brandschutzeinrichtung. Anlagenbezirke mit Sicherheitseinrichtungen oder Kontrollbereiche sind mit höchst zuverlässigen Instrumentierungen zur Früherkennung von Bränden auszustatten.

Der Einfluß von Bränden auf das Risiko wurde sowohl in WASH-1400 als auch in der Deutschen Risikostudie-Phase A/1-7 / nur qualitativ behandelt. Die darin durchgeführten Arbeiten lassen keine maßgeblichen Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit erwarten. Zu einer ergänzenden Beurteilung kommt die AIPA-Studie in einer weitergehenden Untersuchung /2-8/, in der eine geeignete probabilistische Methode zur Quantifizierung von Risikobeiträgen aus Bränden entwickelt und auf dem HTGR-1160 angewendet wurde. Dabei zeigte sich, daß Brände gegenüber anderen auslösenden Ereignissen für die integrale Häufigkeit von Kernaufheizunfällen von untergeordneter Bedeutung sind. Es zeigte sich aber auch, daß Ereignisketten mit Kernaufheizung und ausbleibendem Abschluß des Reaktorschutzgebäudes durch Brände 100 mal häufiger ausgelöst werden als durch die anderen betrachteten Ereignisse. Wichtigster Brandort ist der Kabelverteilerraum, in dem die Kabel auf der Basis der Referenzauslegung von 1973 zwar getrennt verlegt, aber nicht gegeneinander abgeschottet sind. Ginge man von derzeitigen amerikanischen Brandschutzbestimmungen aus, würden sich die genannten Beiträge vermutlich reduzieren.

In der vorliegenden Studie wird auf zufriedenstellende quantitative Analysen zu Risikobeiträgen aus Bränden verzichtet, weil die dazu erforderlichen sehr detaillierten Anlagenbeschreibungen mit Aufstellungsplänen für den HTR-1160 nicht vorliegen. Qualitative, auf Vergleichen beruhende Überlegungen lassen aber den Schluß zu, daß Risikobeiträge aus Bränden kleiner sind als die bis-

her als dominant ermittelten. Zieht man die Untersuchungen für den HTGR-1160 zum Vergleich heran, so werden zwei Ereignisketten als wichtigste erwartet:

- . Brand im Kabelverteilungsraum ( $10^{-3}$ /Reaktor-Jahr als Medianwert) - Reaktorabschaltung - Ausfall Nachwärmeabfuhr - spontaner Ausfall Linerkühlsystem - kein Abschluß Reaktorschutzgebäude.
- . Brand im Kabelverteilungsraum - Reaktorabschaltung - Ausfall Nachwärmeabfuhr - Weiterbetrieb Linerkühlsystem - kein Abschluß Reaktorschutzgebäude.

Diese Ereignisketten fallen in die Kernaufheizkategorien KA-1 und KA-3. Die aus der AIPA-Ergänzung übernommenen Häufigkeiten liegen geringfügig unter den in Kapitel 4 genannten Werten von  $10^{-7}$  für KA-1 und  $5 \cdot 10^{-7}$  pro Reaktor-Jahr für KA-3.

Die deutsche Anlage unterscheidet sich in den zum Schutz vor Bränden getroffenen Maßnahmen von der amerikanischen Referenzauslegung, bei der die aus dem 'Browns Ferry Feuer' abgeleiteten Forderungen noch keinen Niederschlag gefunden haben. Zur Vermeidung gravierender Folgen von Bränden in Kabelverteilungsräumen und -führungsschächten sind die redundanten Kabelkanäle gegeneinander abgeschottet. Bei Weiterverfolgung des HTR-1160-Projektes hätten alle heute gültigen Brandschutzvorkehrungen getroffen werden müssen, so daß insgesamt kein nennenswerter Beitrag zur Häufigkeit von Kernaufheizunfällen durch Brände zu erwarten wäre.

Diese Schlußfolgerung ist durch weitergehende Untersuchungen zu erhärten und für zukünftige Projekte mit verbesserter Systemauslegung zu bestätigen.

## 6.6 BETRIEBSTRANSIENTEN OHNE SCHNELLABSCHALTUNG (ATWS)

Der HTR-1160 verfügt über zwei diversitäre Abschaltssysteme. Das Schnellabschaltssystem wird vom Reaktorschutzsystem ausgelöst und dient dazu, den Reaktor aus allen Betriebszuständen heraus sicher abzuschalten. Außerdem gewährleistet es auch einen langfristig unterkritischen Zustand des Reaktors. Eine besondere sicherheitstechnische Funktion erfüllt das Schnellabschaltssystem bei der Beherrschung von Leistungsexkursionen, die allerdings nur durch Erhöhung der Reaktivität möglich sind, wie sie beispielsweise auftritt bei Verlust von Absorbern, beim Eindringen großer Wassermengen oder bei schneller, starker Temperaturabsenkung.

Das zweite Abschaltssystem kann ausschließlich manuell betätigt werden. Wegen der zu erwartenden Einsatzverzögerung stellt es keine vollwertige Redundanz für die Schnellabschaltung dar. Bei Ausfall des ersten Abschaltsystems ermöglichen aber typische Eigenschaften des keramischen, gasgekühlten Reaktorkerns in der Regel das Wirksamwerden inhärenter Selbstabschaltmechanismen ohne Komponentenschädigung, so daß dann sehr viel Zeit bleibt, bis das zweite Abschaltssystem zur langfristigen Reaktorabschaltung betätigt werden muß. Zur Selbstabschaltung des Reaktors führt einmal der stets negative Temperaturkoeffizient, der bei Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Kern wirksam wird. Er verursacht das Absinken der Reaktorleistung in wenigen Minuten bis auf das Niveau der Nachzerfallsleistung. Der damit verbundene Abfall des Neutronenflusses hat den Aufbau eines starken Überschusses an Xe-135 zur Folge. Dadurch wird auch bei Abkühlung des Kerns durch Nachwärmeabfuhr mit dem Hilfskühlsystem mindestens für einen halben Tag eine Rekritikalität des Reaktors mit beträchtlicher Leistungserzeugung unmöglich.

In den vorhergehenden Kapiteln konnte gezeigt werden, daß Störfallketten mit unterstelltem Ausfall der im Ereignisablauf angeforderten Abschaltssysteme aufgrund der geringen Häufigkeit solcher Ketten und wegen der vergleichbaren Folgen durch Ketten mit Abschaltung hinsichtlich des Gesamtrisikos der Anlage abgedeckt sind. Dies gilt auch für Ereignisketten, bei denen das aus irgendeinem Grund angeforderte erste Abschaltssystem mechanisch versagt, wodurch es über Komponentenschutzkriterien zum automatischen Ausfall des Hauptkühlsystems kommt. Da insgesamt etwa 5 Schnellabschaltungen pro Jahr angefordert werden, sind durch die erwähnten Ketten auch die ATWS-Ereignisse erfaßt. Denn darunter sind Transienten zu verstehen, die mindestens einmal während des Reaktorbetriebs auftreten (sog. Betriebstransienten) und bei deren Ablauf eine Schnellabschaltung angefordert wird, die dann mit der entsprechenden Wahrscheinlich-

keit als ausgefallen betrachtet wird. /6-1/. Die Definition dieser Störfallklasse beinhaltet weiter die Funktionsfähigkeit aller Systeme, die nicht durch die Auswirkungen des Störfallablaufs in ihrer Funktionsfähigkeit beeinträchtigt werden.

Wendet man diese ATWS-Definition beim HTR-1160 streng an, so braucht ein Ausfall des zweiten Abschaltsystems nicht unterstellt zu werden. Ebenso können danach andere vorgesehene Maßnahmen als die Schnellabschaltung zur Störfallbeherrschung als bestimmungsgemäß wirkend angesetzt werden, beispielsweise beim langsamen Ausfahren eines Steuerstabpaares während des Leistungsbetriebes /6-2/.

Die Frage nach dem Einfluß von ATWS-Ereignissen auf die Sicherheit des HTR-1160 (und auch anderer Hochtemperaturreaktoren) kann sich somit auf den Zeitraum zwischen Versagen der Schnellabschaltung und Einsatz des zweiten Abschaltsystems beschränken. Die zu diesem Themenkomplex durchgeführten Untersuchungen lassen den Schluß zu, daß in der Realität zu erwartende Transienten innerhalb der hier angenommenen 30 Minuten keine nennenswerte Schädigung des Brennstoffs mit Freisetzung von Spaltprodukten in den Primärkreislauf nach sich ziehen. Die zur Nachwärmeabfuhr benötigten Systeme erreichen auch im Dauerbetrieb nicht ihre sicherheitstechnische Belastungsgrenze /6-3/.

Wesentliche Risikobeiträge können beim HTR-1160 nur durch sehr hohe Kerntemperaturen entstehen. Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß Betriebs transienten ohne Schnellabschaltung an Störfällen mit Kernaufheizung nur einen vernachlässigbaren Anteil haben, und das auch nur dann, wenn zusätzlich weitere Sicherheitssysteme ausfallen.

## SCHRIFTTUM

- /6-1/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission.  
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Köln, Januar 1979
- /6-2/ Brown, Boverie & Cie. AG, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH  
1160-MWe-HTR-Demonstrations-Kernkraftwerk  
Dok.-Nr. 311-007.11 BA 0015, Bericht-Nr. 12/75
- /6-3/ A. Badur, A. Müller; Untersuchungen zu den Auswirkungen hypothetischer Störfälle bei Hochtemperaturreaktoren Teil 2/1, Jül-1468 (Dez. 1977)
- /6-4/ R. Oberpichler, K. Schimmelpfennig; Untersuchungen zum Bauteilverhalten, Zerna, Schnellenbach und Partner, Gemeinschaft Beratender Ingenieure GmbH, Bochum 1980
- /6-5/ General Dynamics, General Atomic Division; PSC Quarterly Progress Report for Period Ending September 30, 1967, USAEC Report GA-8270

## 7. BESEITIGUNG IDENTIFIZIERTER AUSLEGUNGSSCHWÄCHEN UND BEEINFLUSSUNG DER ERGEBNISSE

### 7.1 PROBLEMSTELLUNG

Die den Analysen zugrunde gelegte HTR-1160-Anlage wurde in den USA entwickelt und durch Modifizierung wichtiger Systeme der deutschen Genehmigungspraxis angepaßt. Die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage spiegelt z.T. überholte Kenntnisse und Anforderungen wider. Hinzu kommt, daß die Anlage den sonst üblichen Optimierungsprozeß während Detailplanungs-, Bau- und auch Inbetriebnahmephase nicht durchlaufen hat. Planungsbegleitende probabilistische Schwachstellenanalysen sind zumindest im größeren Umfang nicht durchgeführt worden.

Die Arbeiten an dieser Studie haben Schwächen in der Systemauslegung erkennen lassen, die die errechneten Risikowerte erheblich beeinflussen. In den bisher vorgestellten Analysen sind solche Auslegungsschwächen nicht behoben worden, woraus an einigen Stellen unrealistisch hohe Risikobeiträge resultieren. In diesem Kapitel werden nun Änderungen an der Systemauslegung vorgeschlagen und ihr Einfluß auf die Ergebnisse bewertet. Unberührt davon bleiben der grundsätzliche Aufbau der Anlage und die Auslegung des Reaktorkerns. Eine Anpassung der HTR-1160-Kernauslegung an derzeit in der Entwicklung befindliche Projekte mit niedrigerer Leistung und Leistungsdichte würde zu einem geringeren und weiter verzögerten Temperaturanstieg führen, der sich zusammen mit der Verwendung oxidischen Brennstoffs positiv auf die Spaltproduktückhaltung im Primärkreislauf auswirken würde. Eine Quantifizierung dieser Vorteile ist in dieser Phase der Studie nicht möglich und zukünftigen Arbeiten vorbehalten.

Die im folgenden vorgeschlagenen Änderungen an der Systemauslegung gelten als 'geringfügig', wenn sie vermutlich im Verlaufe des Genehmigungsverfahrens oder Realisierungsprozesses ohnehin gefordert oder bei der gebauten Anlage nach Vorlage der Studie nachträglich berücksichtigt worden wären. Der technische Aufwand scheint vertretbar; der Einfluß auf Risikobeitrag bzw. Freisetzungshäufigkeit wird mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen nachgewiesen. Vorschläge für 'weiterreichende' Änderungen entsprechen ebenfalls dem derzeitigen Stand der Technik; sie setzen jedoch eine gewisse Neukonzeption der Systeme voraus



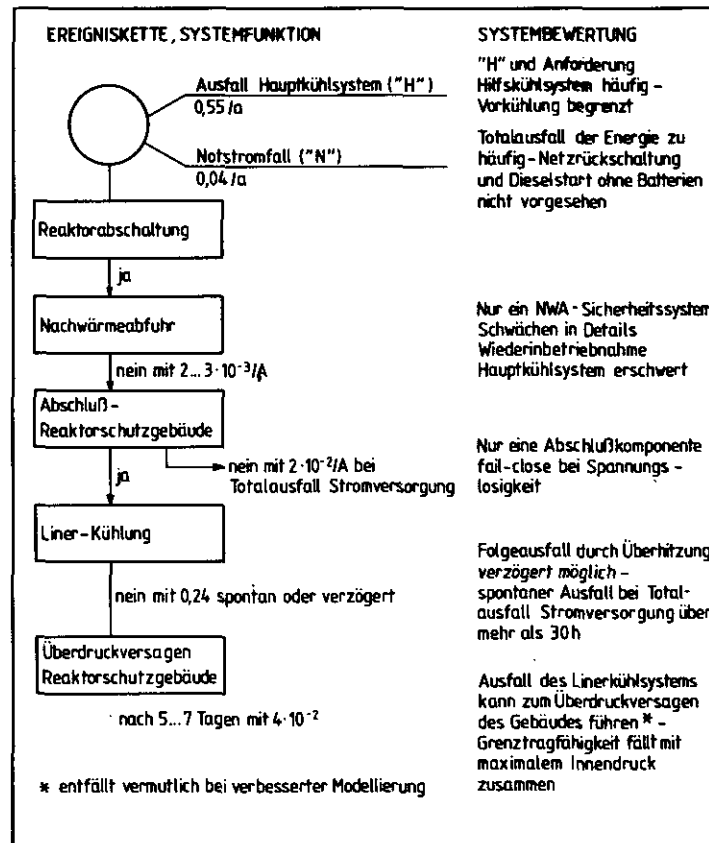


Bild 7-1: Einfluß von Auslegungsschwächen auf dominierende Ereignisketten bei Kernaufheiz-Unfällen

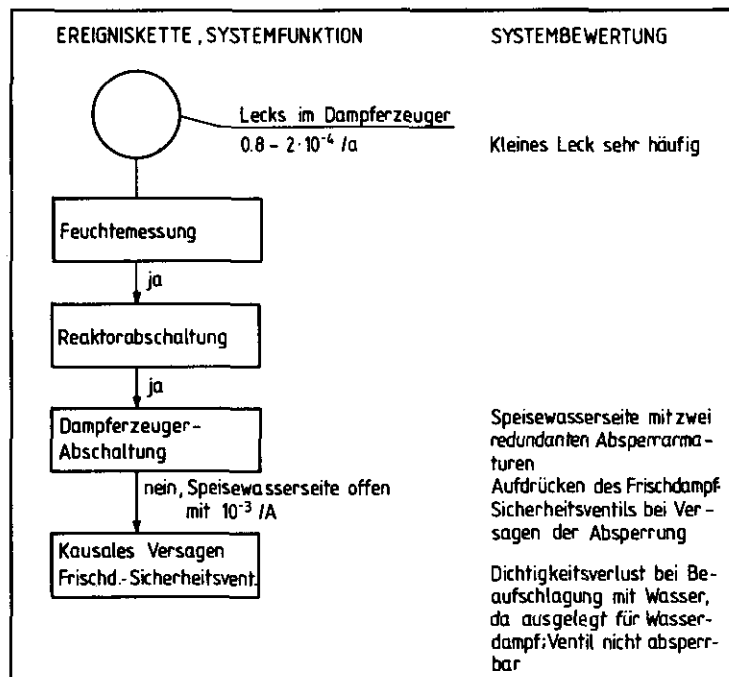


Bild 7-2: Einfluß von Auslegungsschwächen auf dominierende Ereignisketten bei Wassereintrich-Störfällen

und sind in dem hier analysierten HTR-1160-Konzept nachträglich nur schwer oder gar nicht zu verwirklichen. Ihr Einfluß auf die Ergebnisse wird auch nur qualitativ abgesteckt.

Den Einfluß von Auslegungsschwächen auf den Ablauf und die Häufigkeit von dominierenden Ereignisketten zeigt Bild 7-1 für Kernaufheizunfälle und Bild 7-2 für Wassereinbruchstörfälle. Daraus lassen sich die folgenden Punkte ableiten:

- Die Wahrscheinlichkeit für eine Kernaufheizung ist relativ hoch, weil zur Nachwärmeabfuhr nur eine Sicherheitseinrichtung mit Schwächen in Teilbereichen zur Verfügung steht und das Hauptkühlsystem nur sehr begrenzt eingesetzt werden kann.
- Ereignisketten mit Totalausfall der Stromversorgung liefern erhebliche Beiträge zum Risiko.
- Ein Folgeversagen des Reaktorschutzgebäudes nach einigen Tagen ist nicht auszuschließen, weil dagegen aktiv keine Vorsorge getroffen wurde.
- Dem Linerkühlsystem kommt in der hier vorliegenden Analyse für die Verhinderung schwerer Kernaufheizunfälle eine große Bedeutung zu, der die errechnete Systemverfügbarkeit nicht entspricht.
- Bei Dampferzeugerlecks und deren nicht ordnungsgemäßer Absperrung ist eine Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre möglich, weil das Sicherheitsventil in der Dampfleitung als Folge des Störfalls aufgedrückt und in seiner Dichtfunktion beeinträchtigt werden kann.

Es sei darauf hingewiesen, daß möglicherweise ein Teil dieser sog. Auslegungsschwächen durch eine zu ungünstige Bewertung vorgetäuscht werden kann, da Kenntnislücken durch ggf. zu konservative Annahmen abgedeckt worden sind. Das betrifft vor allem die Behandlung von Common-Mode-Ausfällen und von Verbrennungsvorgängen innerhalb des Reaktorschutzgebäudes sowie Versagensmodelle für Komponenten, wie z.B. für das Frischdampf-Sicherheitsventil.

## 7.2 VORGESCHLAGENE SYSTEMÄNDERUNGEN

Im folgenden Kapitel werden für das Risiko wichtige Systemschwachstellen erläutert und Möglichkeiten zu deren Beseitigung aufgezeigt. Es ist nach dominanten Ereignissen für Kernaufheizunfälle und Wassereinbruchstörfälle untergliedert. Die Freisetzungshäufigkeiten für die geringfügig geänderte Anlagenauslegung lassen sich durch Multiplikation der Werte aus Kapitel 4 und 5 mit den angegebenen Reduktionsfaktoren ermitteln.

### 7.2.1 KOHLSYSTEME

#### 7.2.1.1 Verbesserte Versorgung mit Hilfsdampf

Auslegungsmerkmale des HTR-1160 sehen vor, daß nach Störungen, die zur Abschaltung des Reaktors führen, die Nachwärme mit dem Hilfskühlsystem abgeführt wird. Zur Reduzierung der Anforderungsfälle für diese Sicherheitseinrichtung soll aber das Hauptkühlsystem so oft und so lange wie möglich weiter betrieben werden. Die Hauptgebläse und Speisewasserpumpen müssen dazu etwa 20 Minuten nach Reaktorabschaltung mit Hilfsdampf versorgt werden, den der Operateur innerhalb einer kurzen Zeitspanne von rund 2 Minuten zuschalten soll. Für das Ausbleiben der notwendigen Schaltmaßnahmen wurde eine Wahrscheinlichkeit von  $7 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung abgeschätzt. Dementsprechend haben Reaktorabschaltungen und Ausbleiben der Fremddampfungeschaltung einen Anteil von 38 % am Ausfall des Hauptkühlsystems. Durch Erhöhung der Kesselleistung, automatisierte Hilfsdampfungeschaltung nach etwa 10 Minuten und manuelle Anforderung der längerfristigen Hilfsdampfversorgung nach 30 bis 35 Minuten läßt sich dieser Anteil senken, und zwar bei sonst gleichen Bedingungen auf weniger als 5 %.

#### 7.2.1.2 Verbesserte Wiederinbetriebnahme des Hauptkühlsystems

Das Hauptkühlsystem kann infolge von Verriegelungen im Reaktorschutzsystem nicht wieder in Betrieb genommen werden, wenn die Gastemperatur am Eintritt in den Dampferzeuger  $426^{\circ}\text{C}$  überschritten hat. In der Studie blieb deshalb die Kühlung mit dem Hauptkühlsystem nach dessen spontanem Ausfall unberücksichtigt, obwohl zu hohe Temperaturen im Reaktor frühestens nach drei Stunden erreicht werden und in dieser Zeit ein Großteil der Ausfallursachen behoben werden könnte.

Zur Behebung dieser Schwäche wird vorgeschlagen, den Wiederstart des Hauptkühlsystems als beabsichtigt vorzusehen, wenn das Hilfskühlsystem bei Anforderung versagt und die Temperaturen innerhalb des Primärkreislaufes noch unterhalb kritischer Grenzwerte liegen. Die Kriterien und erforderlichen Prozeduren sind in das Betriebshandbuch aufzunehmen und technisch zu ermöglichen. Dadurch ließe sich die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr vor allem beim Notstromfall erheblich reduzieren (Faktor 8).

Nach Störungen im Bereich des Kondensators kann das Hauptkühlsystem zur Vorkühlung des abgeschalteten Reaktors genutzt werden, aber nur solange der Wasservorrat des Speisewasserbehälters reicht. Sieht man Nachpumpen von Wasser aus den Kondensatorspeichern als Wiederauffüllmöglichkeit des Speisewasserbehälters zusätzlich vor, läßt sich die Vorkühlzeit von ca. 20 Minuten auf 3 Stunden strecken. Die zulässige Ausfallzeit der Kühlung erhöht sich dann auf 20 Stunden, die für Reparaturen an den Kühlsystemen und zur Ergänzung der Wasservorräte nutzbar sind. Es wurde abgeschätzt, daß in 50 % der Fälle diese Maßnahmen erfolgreich durchgeführt werden können. Von Bedeutung ist auch, daß bei einem um mehr als zweieinhalb Stunden verzögerten Ausfall der Kühlung die bei einer Kernaufheizung wichtigen Vorgänge um 4 bis 5 Tage verzögert ablaufen.

Die für die Wiederauffüllung des Speisewasserbehälters notwendigen Pumpen und Armaturen in der Nachspeiseleitung sollten über einen Befehl von der Warte ansteuerbar sein. Die Aktion kann durch Füllstandsmessungen im Speisewasserbehälter und in den Kondensatspeichern verriegelt werden. Für das Ausbleiben der Wassernachspeisung wird ein Erwartungswert von  $10^{-2}$  pro Anforderung angesetzt.

#### 7.2.1.3 Änderungen am Hilfskühlsystem

Für die Senkung der Nichtverfügbarkeit des Hilfskühlsystems durch geringfügige Änderungen ergeben sich nur insgesamt wenig erfolgversprechende Möglichkeiten. Zunächst sollte die Rückschlagklappe zwischen Hilfswärmetauscher und Hilfsgebläse, deren Nichtöffnen den Ausfall des betreffenden Hilfskühlstranges bewirkt, öfter als halbjährlich prüfbar sein. Durch monatliche Beaufschlagung der Klappe mit Prüfdruck ließe sich zumindest eine Teilfunktionsprüfung erreichen, die einem 1/4-jährlichen Prüfintervall gleichzusetzen wäre.

Ferner lassen sich Pumpenausfälle in den Komponenten- und Kühlwasserkreisläufen als Ausfallursachen für das Hilfskühlsystem weitgehend vermeiden, in-

dem die Auslegung der während des Normalbetriebes laufenden Zirkulationspumpen so geändert wird, daß sie auch die Funktion der zur Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Umwälzpumpen übernehmen können.

Durch die beschriebenen geringfügigen Änderungen kann die Nichtverfügbarkeit des Hilfskühlsystems um den Faktor 2 reduziert werden.

#### 7.2.1.4 Gesamteinfluß geringfügiger Änderungen

Durch die verbesserte Hilfsdampfbereitstellung und die geplante Wiederauffüllung des Speisewasserbehälters konnte die Häufigkeit 'Ausfall Hauptkühl-system' von 0.55 auf 0.35 pro Reaktor-Jahr gesenkt werden. Wichtiger ist, daß dann in 66 % der Fälle der Reaktorkern über 3 Stunden mit dem Hauptkühl-system vorgekühlt werden kann. Durch geringfügige Änderungen am Hilfskühl-system und verbesserte Reparatur- bzw. Wiederinbetriebnahmemöglichkeiten für die Kühlstränge wird die Häufigkeit einer Kernaufheizung bei 'Ausfall Hauptkühl-system' insgesamt um einen Faktor 4 reduziert, bei 'Notstromfall' um etwas mehr als eine Größenordnung.

#### 7.2.1.5 Weiterreichende Änderungen

Falls eine weitere Herabsetzung der Häufigkeit von Ereignisketten mit Kernaufheizung für erforderlich gehalten würde, ließe sich das nur über ein diversitäres System zur Nachwärmeabfuhr erzielen. Zu denken wäre z.B. an ein System, das nach Ausfall des betrieblichen Wasser-Dampf-Kreislaufes eine Not-speisung eines oder mehrerer Dampferzeuger mit Hilfe gesonderter Speisewasserpumpen ermöglichte. Die dem Primärkreislauf entzogene Wärme könnte durch Abblasen des Dampfes oder über den Notkondensator abgegeben werden. Das System sollte notstromversorgt sein und ggf. über separate Diesel verfügen. Die Zuverlässigkeit der Kühlgasumwälzung wäre durch Einsatz elektrischer Hauptkühlgebläse zu steigern. Es ist zu vermuten, daß die Häufigkeit für den Ausfall des Hauptkühl-systems und des Notspeisesystems - und somit für die Anforderung des Hilfskühl-systems - sich auf die Wahrscheinlichkeit für bleibende Ausfälle aller Hauptgebläseeinheiten reduzieren ließe.

Für das Hilfskühl-system eines zukünftigen HTR sollten Möglichkeiten zur Verringerung erforderlicher Komponenten bis hin zur Möglichkeit einer Nutzung der Naturkonvektion geprüft werden.

### 7.2.2 NOTSTROMVERSORGUNG

In der Analyse des auslösenden Ereignisses 'Notstromfall' wurde angenommen, daß bei Common-Mode-Ausfällen im 24 V- oder 220 V-Batteriesystem die Notstromdiesel innerhalb von drei Stunden nicht gestartet werden können und auch nicht auf das wiederhergestellte Netz zurückgeschaltet werden kann. Bei Common-Mode-Ausfällen der Notstromdiesel wird darüber hinaus unterstellt, daß sich die Batterien der unterbrechungslosen Stromversorgung innerhalb einer Stunde entladen. Handmaßnahmen innerhalb dieser Zeit blieben außer acht, weil sie nicht vorgesehen sind. Für den Zeitbereich von 3-30 Stunden, der für die Wiederinbetriebnahme des Linerkühlsystems von Bedeutung ist, wurden jedoch nicht im voraus geplante Handmaßnahmen zusammen mit anderen Notmaßnahmen als möglich unterstellt. Aufgrund dieser technischen Voraussetzungen und methodischen Annahmen ergab sich eine relativ große Häufigkeit für den sog. unbeherrschten Notstromfall. Durch geeignete Auslegungsänderungen der Notstromanlage sowie durch Aufnahme der erforderlichen Schaltmaßnahmen in das Betriebshandbuch läßt sich vor allem die Bereitstellung der Notstromversorgung innerhalb von 3 Stunden verbessern. Die Wahrscheinlichkeit eines bleibenden Ausfalles des Linerkühlsystems von Unfallbeginn an reduziert sich annähernd um den Faktor 2.

Als erste geringfügige Änderung empfiehlt es sich, für die Einspeisung der Energie in die Notstromanlage von Hand betätigte Leistungsschalter vorzusehen und die zugehörigen Personalhandlungen im Betriebshandbuch festzulegen. Weiterhin sollten bei Ausfall der Batterien die Notstromdiesel von Hand gestartet und auf Nennleistung hochgefahren werden können. Die erforderlichen Maßnahmen sind im voraus zu planen und im Betriebshandbuch aufzunehmen. Obwohl diese Änderungen die Bedeutung der Batteriesysteme erheblich mindern, sollten alle Möglichkeiten, z.B. verbesserte Teststrategien, genutzt werden, um Common-Mode-Ausfälle nahezu ausschließen zu können.

Durch Vorausplanung von Handschaltmaßnahmen kann auch die Wahrscheinlichkeit für die Wiederherstellung der Notstromversorgung und Wiederinbetriebnahme des Linerkühlsystems bis zu 30 Stunden nach Störfallbeginn erhöht werden. Diese Verbesserung entzieht sich noch weitgehend einer Quantifizierung und bleibt hier unberücksichtigt.

### 7.2.3 LINERKÖHLSYSTEM

Das Linerkühlsystem spielt für die Schwere von Kernaufheizunfällen und das

Risiko des HTR-1160 eine große Rolle. Sein Versagen kann zum Integritätsverlust des Reaktorschutzgebäudes führen. Dominante Versagensmechanismen sind der Ausfall der Notstromversorgung und die thermische Überbelastung. Somit wirken sich die im vorigen Abschnitt beschriebenen Änderungen an der Notstromversorgung direkt auf die Verfügbarkeit dieses Systems aus. Weitere "geringfügige" Änderungen können aus der Analyse nicht abgeleitet werden. Für zukünftige HTR sollten "weiterreichende" Ertüchtigungsmöglichkeiten geprüft werden. Zu untersuchen wäre, ob das Linerkühlsystem zur Nachwärmeabfuhr bzw. Stabilisierung der Temperaturen im Reaktorkern beitragen kann. Vielversprechend wäre auch, das System so auszulegen, daß es nicht durch thermische Überbelastung im Verlaufe des Unfalls funktionsunfähig wird.

#### 7.2.4 DICHTIGKEIT DES REAKTORSCHUTZGEBÄUDES

Für das Risiko des HTR-1160 und für die maximalen unfallbedingten Spaltproduktfreisetzungen spielt ein mögliches Versagen des Reaktorschutzgebäudes eine entscheidende Rolle. Dementsprechend nahmen die Identifizierung von Versagensursachen, die Ermittlung von Versagenszeitpunkten und -arten sowie die Abschätzung zugehöriger Wahrscheinlichkeiten in der Studie einen breiten Raum ein. Die gewonnenen Ergebnisse spiegeln Schwächen bzw. Unzulänglichkeiten in der Systemauslegung wider, aber auch Kenntnislücken, die durch vermutlich konservative Annahmen abgedeckt werden mußten.

Zum Einschluß der Störfallatmosphäre nach Druckentlastung des Primärkreislaufes sind für die Durchdringungen des Reaktorschutzgebäudes diversitäre Abschlußorgane vorgesehen. Die Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses ist deshalb mit  $2,3 \cdot 10^{-4}$  pro Anforderung sehr gering, allerdings gilt das nur bei intakter Stromversorgung. Für den Ausfall der unterbrechungslosen Stromversorgung ist aber nur eine der jeweils zwei Klappen in den Lüftungstechnischen Leitungen ausfallsicher ausgelegt, so daß sich bei langanhaltendem Stromausfall (unbeherrschter Notstromfall) die Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlußsystems auf  $1,5 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung erhöht. Als konstruktive Verbesserung werden dem Stand der Technik entsprechend zwei diversitäre, bei Spannungslosigkeit ausfallsichere Klappen vorgeschlagen, was dazu führt, daß bei Stromausfall die Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlußsystems um einen Faktor 65 reduziert werden kann.

Das Reaktorschutzgebäude kann im Verlaufe eines Kernaufheizunfalles nach etwa 4,5 bis 6,5 Tagen versagen, wenn sich innerhalb des Gebäudes zündfähige Gemische bilden und abbrennen und der zu erwartende Spitzendruck die Grenztragfähigkeit des Gebäudes überschreitet. Damit ist aber nur zu rechnen, wenn vorher das Linerkühlsystem nicht betriebsbereit war oder durch Überhitzung unwirksam geworden ist und den Beton des Reaktordruckbehälters nicht mehr vor hohen Temperaturen schützen kann.

Zur Beschreibung der Vorgänge wurden folgende Annahmen getroffen:

- Der auf 900 °C erhitzte Beton des Reaktorschutzbehälters bröckelt schichtweise ab und setzt seinen gesamten Gehalt an Wasser und Kohlendioxid in den Primärkreislauf frei. Freisetzungspfade direkt ins Reaktorschutzgebäude bleiben unberücksichtigt.
- Von dem freigesetzten Wasserdampf und Kohlendioxid gelangen etwa 40 % über Bypässe in den Reaktorkern und reagieren dort vollständig mit dem heißen Graphit.
- Die Wahrscheinlichkeit, daß die etwa 950 °C heißen Gase am Austritt aus dem Reaktordruckbehälter nicht spontan abbrennen, sondern sich im Reaktorschutzgebäude mit den übrigen Gasen homogen vermischen und dort zündfähige Gemische bilden, beträgt 90 %. Bei kontinuierlichem Abbrennen entstünde keine Gefahr für das Gebäude.
- Für die Bestimmung des Zündzeitpunktes wird der Kohlenmonoxid-Anteil aus der Kohlendioxid-Graphit-Reaktion vernachlässigt. Dadurch ergibt sich zwar ein um etwa 20 Stunden späterer Zündzeitpunkt, aber ein höherer Spitzendruck und eine 50 %ige Versagenswahrscheinlichkeit für das Gebäude, weil der Ausgangsdruck vor der Verbrennung um etwa 1 bar höher liegt als bei früherer Zündung.
- Die Wahrscheinlichkeit für ausreichend energiereiche Zündquellen beträgt etwa 40 %. Als erwarteter Wert für die Drucküberhöhung durch den Verbrennungsvorgang wird der Faktor 3,5 angegeben. Inzwischen durchgeführte Experimente kleineren Maßstabes haben niedrigere Faktoren ergeben, deren Verwendung zu einer erheblich kleineren Versagenswahrscheinlichkeit des Reaktorschutzgebäudes geführt hätte.

Eine zusammenfassende Bewertung der Annahmen läßt den Schluß zu, daß das Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes aufgrund von Verbrennungsvorgängen vermutlich zu konservativ behandelt worden ist und daß eine Verbesserung der Kenntnisse diese Versagensart eliminieren oder zumindest die zugehörige Wahrscheinlichkeit stark reduzieren würde.

Sollte das nicht der Fall sein, bieten sich eine Reihe technischer Maßnahmen



an, um den aus Sicht einer Risikominderung erwünschten Effekt zu erzielen. So können als 'geringfügige' Änderungen technische und administrative Vorsorge-maßnahmen getroffen werden, die nur Gasgemische unterhalb der Zündgrenzen zulassen, etwa durch Nachspeisung von 4 t Helium aus dem Reingaslager über die Reinigungsanlage oder über einen dafür vorzusehenden Anschluß am Reaktorschutzgebäude. Überschlägliche Untersuchungen lassen für diese vorbereiteten Maßnahmen eine Nichtverfügbarkeit von höchstens  $2 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung als erreichbar erscheinen, so daß sich die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Reaktorschutzgebäudes nach 4,5 bis 6,5 Tagen um den Faktor 50 reduziert.

Darüber hinaus sind 'weiterreichende' Änderungen möglich, die diese wichtige Versagensart des Sicherheitseinschlusses nahezu eliminieren, wie etwa die Verwendung silizitisches Betons für den Reaktordruckbehälter und eine geringe Erhöhung der Grenztragfähigkeit des Reaktorschutzgebäudes aus Spannbeton.

Komplementär zum Versagen des Reaktorschutzgebäudes durch Gasverbrennung ergibt die Studie das Versagen durch Ansammlung nichtkondensierbarer Gase nach mehr als 19 Tagen. Zwar ist diese Versagensart wahrscheinlicher, sie ist aber für das Risiko von untergeordneter Bedeutung. Die Spaltproduktfreisetzungen sind infolge von Abbauvorgängen innerhalb des Gebäudes um ein bis mehr als zwei Größenordnungen geringer. Dementsprechend werden hier keine konstruktiven Verbesserungen vorgeschlagen. Die beschriebenen Maßnahmen zur Vermeidung eines strukturellen Versagens nach einigen Tagen beeinflussen Risikobeiträge aus dem Versagen des Reaktorschutzgebäudes nach Wochen nur unwesentlich.

#### 7.2.5 ISOLIERUNG DEFEKTER DAMPFERZEUGER

Lecks im Dampferzeuger können bei nicht ordnungsgemäßer Isolierung des defekten Dampferzeugers Wassereinbruchstörfälle auslösen, in deren Verlauf es zu einer Druckentlastung des Primärkreislaufes mit Freisetzung einer erhöhten Kühlgasaktivität direkt in die Umgebung kommt. Entsprechende Ereignisketten beinhalten das Versagen der zur Dampferzeuger-Isolierung angesteuerten Absperrorgane auf der Speisewasserseite und das Funktionieren der Absperrorgane auf der Frischdampfseite. Dadurch können die weiterfördernden Speisewasserpumpen das Sicherheitsventil in der Frischdampfleitung aufdrücken, dessen Ansprechdruck etwa 10 bar unter dem Förderdruck der Pumpe liegt. Weil angenommen wurde, daß das für Dampfatmosfera ausgelegte Sicherheitsventil bei Beaufschlagung mit Wasser beschädigt wird, haben die skizzierten Ereignisketten eine relativ große Häufigkeit und tragen zum Risiko bei. Eine nachträg-

liche Absperrung des undichten Sicherheitsventils sieht die HTR-1160-Auslegung nicht vor.

Als konstruktive Verbesserung bietet sich ein dem Sicherheitsventil vorgelagertes Absperrorgan an, das wiederum eine zusätzliche Überdrucksicherung für den Sekundärkreislauf bedingt. Der in Bild 7-3 enthaltene Vorschlag deckt sich im übrigen mit dem derzeitigen Stand der Technik. Als zusätzliche Überdrucksicherung wird ein weiteres Sicherheitsventil vorgeschlagen, dessen Ansprechdruck unter dem des vorhandenen liegt. Beiden Ventilen ist je ein Absperrorgan vorgelagert, das von der Warte aus betätigt werden kann. Beide Absperrorgane sind gegeneinander verriegelt und im Normalfall geöffnet. Über die Ventile freigesetzte Aktivität wird wie bisher in den Schalldämpfern gemessen und in der Warte angezeigt.

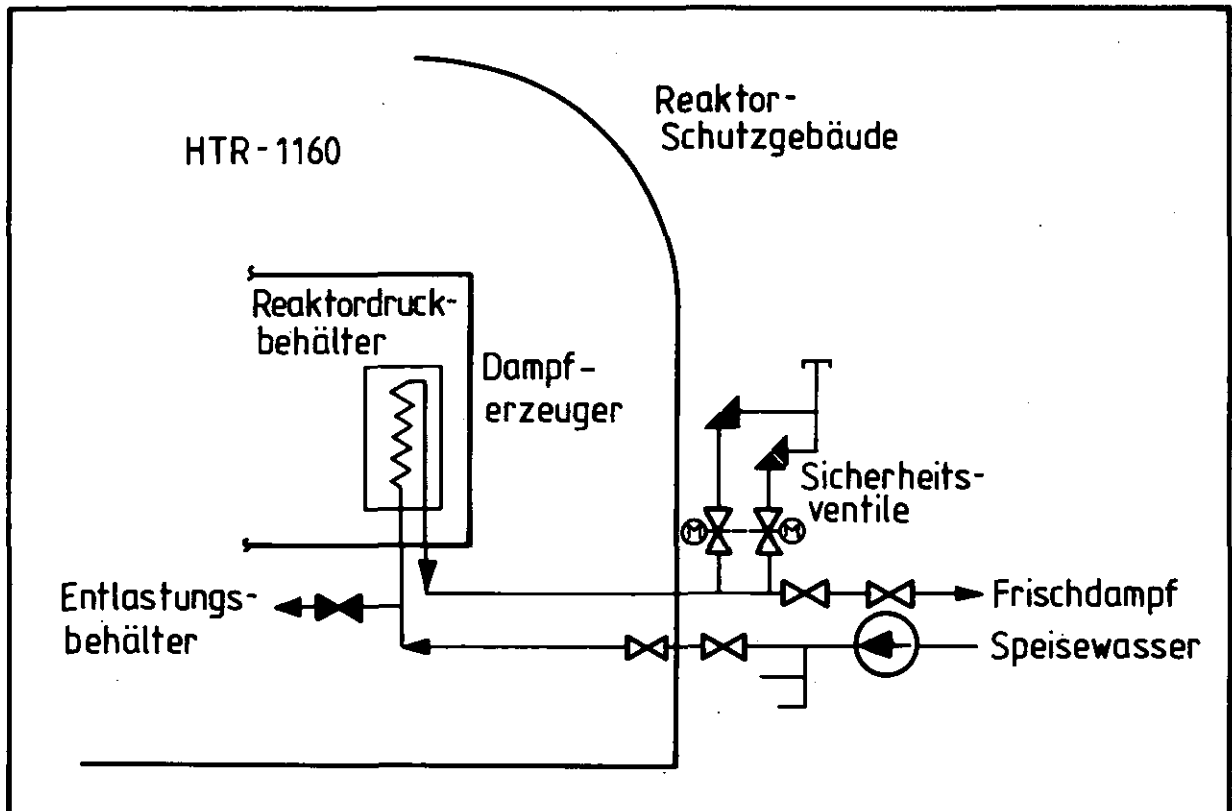


Bild 7-3: Verbesserte Isolierung eines defekten Dampferzeugers

Bei der Fehlerbaumanalyse für die verbesserte Auslegung wird davon ausgegangen, daß der Operateur die nicht ordnungsgemäße Isolierung des Dampferzeugers erkennt und das gesamte Hauptkühlssystem abschaltet. Durch die angezeigte erhöhte Aktivitätsabgabe und die vorausgegangene Leckerkennung erhält er eindeutige Hinweise auf das beschädigte Sicherheitsventil und wird es innerhalb weniger Minuten absperren. Das Ausbleiben dieser Aktion oder der Ausfall der Aktivitätsmessung bei Anforderung wurden zu  $7 \cdot 10^{-3}$  abgeschätzt. Die mitt-

lere Nichtverfügbarkeit des jährlich getesteten Absperrorgans ergibt sich zu  $6 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung, so daß für das neu aufzunehmende Ereignis 'Ausbleiben Ventilabspernung' eine Wahrscheinlichkeit von  $7 \cdot 10^{-2}$  pro Anforderung erwartet wird. Demzufolge läßt sich die Häufigkeit von Ereignisketten mit Aktivitätsfreisetzung über ein defektes Sicherheitsventil durch geringfügige konstruktive Änderungen um einen Faktor 14 reduzieren. Die in der Zeit bis zur Absperrung des Ventils freigesetzte Aktivität ist für das Risiko ohne Bedeutung.

Die Häufigkeit der hier interessierenden Ereignisketten kann alternativ durch eine weitere motorbetätigte Absperrarmatur in der Speisewasserleitung verringert werden, und zwar um einen Faktor 6. Würde man diese Maßnahme mit der zuerst beschriebenen kombinieren, so ließe sich ein Reduktionsfaktor von nahezu zwei Größenordnungen erzielen. Die Studie berücksichtigt aber nur die vielversprechendere Änderung an der Überdrucksicherung in der Frischdampfleitung.

Gesonderte konstruktive Verbesserungen zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr nach vorausgegangenem Leck im Dampferzeuger brauchen nicht betrachtet zu werden, da sich die im Kapitel 7.2.1 beschriebenen Änderungen auch hier positiv auswirken.

### 7.3 DARSTELLUNG DER ERGEBNISSE

Die in diesem Kapitel beschriebenen ergänzenden Untersuchungen zeigen, daß es möglich ist, durch geringfügige Änderungen an der Systemauslegung des HTR-1160 einzelne Freisetzungshäufigkeiten und wichtige Risikobeiträge z.T. erheblich zu senken. Die einzelnen Maßnahmen sind in Tabelle 7-1 zusammengefaßt; ihr Einfluß auf einzelne Ereignisse und die Freisetzungshäufigkeiten sind Tabelle 7-2 zu entnehmen. Mögliche Rückwirkungen auf die kumulierten Freisetzungen bleiben konservativ unberücksichtigt. Die Freisetzungszeiten verschieben sich bei Ereignisketten mit verzögertem Ausfall des Hauptkühlsystems ( $H_V$ ) um etwa 100 Stunden, da die Vorkühlung mit dem Hauptkühlsystem um fast drei Stunden gestreckt werden kann.

Die Häufigkeiten von Ereignisketten mit Kernaufheizung, aber ohne gravierende Freisetzungen (KA-8) ließen sich durch geringfügige konstruktive Änderungen nur unwesentlich reduzieren. Hier bringen erst weiterreichende Änderungen den ggf. anzustrebenden Erfolg. Kernaufheizunfälle mit Versagen des Sicherheitseinschlusses infolge ausbleibenden Gebäudeabschlusses (KA-1) oder

WICHTIGE EREIGNISSE für 'Kernaufheizung'	ÄNDERUNGEN AN SYSTEMAUSLEGUNG		ÄNDERUNGEN AN KONZEPTMERKMALEN bzw. KERN AUSLEGUNG
	geringfügig	weitreichend	
Wiederherstellung Eigenbedarfsversorgung	Diesel-Start und Netzrück- schaltung ohne Batterien	<div>Diversitäres System, z.B. Dampferzeugen- notbespeisung</div> <div>↑</div> <div>Erhöhung Grenztragfähigkeit silizitische RDB- Betonzuschläge</div> <div>↓</div> <div>Erhöhung Grenztragfähigkeit silizitische RDB- Betonzuschläge</div> <div>*</div>	<div>Geringere Leistungs-dichte, -größe</div> <div>Erhöhung Naturkonvektion</div> <div>Oxidischer Brennstoff</div>
Ausfall Hauptkühl system	Hilfsdampf automatisch Deionatnachspeisung		
Nachwärmeabfuhr	Test Gasklappen ¼-jährlich redund. Umwälzpumpen  Wiederinbetriebnahme Hauptkühl system geplant		
Linierkühlung	Maßnahmen zur Vermeidung Gasverbrennung (z.B. Helium- Nachspeisung)		
Reaktorschutzgebäude -Versagen 4,5-6,5 Tage			
-Abschluß	Diversitäre ausfallsichere Klappen		
für 'Wassereintrich'			
Abschluß Sekundär-Kreislauf	Redundante, absperrbare Überdrucksicherung	* entfällt vermutlich nach Verbesserung des Kenntnisstandes	↓

Tabelle 7-1: Änderungen an Systemauslegung und Konzeptmerkmalen des HTR-1160 mit positivem Einfluß auf Risiko

FREISETZUNGSKATEGORIEN		REDUKTIONSFAKTOREN für Ereignisbewertungen in Kapiteln 4,5					Häufigkeit für geringfügig veränderte Systeme	
Häufigkeit für unveränderte Systeme		Ausfall Notstrom 0-3 h	Ausfall Hauptkühlsystem	Ausfall Nachwärmeabfuhr	Versagen Reaktorschutzgebäude Abschluß	Überdruck 4,5-6,5 d	Versagen Sekundärkreiseinschluß	
Dominante Ereignisketten								
Kernaufheizunfälle								
KA-1	10 <sup>-7</sup> /Reaktor-Jahr	2	-	-	65	-	14	10 <sup>-9</sup> /Reaktor-Jahr (als Grenzwert gesetzt)
NBC <sub>1</sub> D								
KA-2	4·10 <sup>-7</sup>	-	-	8	-	-		
LCDE		-	15/2 <sup>+</sup>	4/2	-	-		
HBCD		1/2 <sup>*</sup>	-	11/1	1/65	-		
NBC <sub>2</sub> D								
KA-3	5·10 <sup>-7</sup>	-	15/2	4/2	-	-	14	8·10 <sup>-8</sup>
HBD		1/2	-	11/1	1/65	-		
NBD								
KA-4	10 <sup>-6</sup>	2	-	-	-	50		
NBC <sub>1</sub> V								
KA-5	7·10 <sup>-5</sup>	-	15/2	4/2	-	50	14	3·10 <sup>-7</sup>
HBCV								
KA-6	5·10 <sup>-6</sup>	2	-	-	-	-		
NBC <sub>1</sub> G								
KA-7	3·10 <sup>-4</sup>	-	15/2	4/2	-	-		
HBCG								
KA-8	10 <sup>-3</sup>		15/2	4/2	-	-	14	2·10 <sup>-4</sup>
HB								
Wassereintrichstörfälle								
WE-1	8·10 <sup>-5</sup> /Reaktor-Jahr						14	6·10 <sup>-6</sup>
L <sub>1</sub> CD								
+ Jeweils erster Wert für Ketten mit verzögertem Ausfall Hauptkühlsystem, zweiter für spontanen								
* Jeweils erster Wert für Notstromfall-Ketten mit intakter Notstromversorgung, zweiter ohne								

Tabelle 7-2: Einfluß geringfügiger Änderungen am HTR-1160 auf Ereignisbewertungen und Freisetzungshäufigkeiten

Gasverbrennung (KA-3, 4) werden durch geringfügige technische Maßnahmen und Vorausplanung in ihrer Bedeutung zumindest erheblich gemindert; bezieht man weiterreichende Änderungen mit ein, kann ein frühes Versagen des Reaktorschutzgebäudes - d.h. nach mehreren Tagen - ausgeschlossen werden.

Ereignisketten, die durch Lecks im Dampferzeuger ausgelöst werden, tragen nicht mehr nennenswert zum Risiko bei. Der Freisetzungspfad direkt in die Umgebung ist durch die geschaffene Absperrmöglichkeit des Sicherheitsventils wesentlich unwahrscheinlicher geworden, dementsprechend ist auch der größte Beitrag zu einer Kernaufheiz-Kategorie (KA-2) von 55 % auf etwa 15 % gesunken.

Bei Arbeiten an zukünftigen HTR sollte man auf Ertüchtigungsmöglichkeiten für das Linerkühlsystem zur Nachwärmeabfuhr bzw. Temperaturstabilisierung des Reaktordruckbehälter-Betons achten. So ließen sich die Folgen eines Ausfalls der zur Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Systeme weiter begrenzen. Die aus Sicht der Risikoreduzierung sinnvollen Maßnahmen gelten für Konzeptmerkmale des HTR-1160 einschließlich der Auslegungsdaten für den Reaktorkern. Die Notwendigkeit dieser Maßnahmen gilt dann nicht ohne weiteres, wenn der Reaktor sich in seinen Auslegungsmerkmalen erheblich von dem hier analysierten HTR-1160 unterscheidet. (s. rechte Spalte in Tabelle 7-1)

## 8. ZUSAMMENFASSUNG UND SCHLUSSFOLGERUNGEN

Die Ergebnisse der Studie sind in den Kapiteln 4, 5 und 6 für verschiedene Gruppen von Störfällen bzw. Unfällen dargestellt, darüber hinausgehende Einzelheiten enthalten die entsprechenden Fachbände.

Dieses Kapitel versucht nun, die Einzelergebnisse zueinander in Relation zu setzen und ein Resümee zu ziehen. Dies wird allerdings dadurch erschwert, daß es nicht Aufgabe der Studie war, ein integrales Risiko zu ermitteln, sondern daß sie sich auf die Abschätzung von repräsentativen Risiko-Beiträgen beschränkt. Da Unfallfolgen-Ermittlungen unterblieben, werden die quantitativen Ergebnisse durch Freisetzungswerte für relevante Nuklidgruppen, zugehörige Freisetzungszeiten und -häufigkeiten beschrieben.

In diesem Kapitel sollen außerdem aus den Ergebnissen Schlußfolgerungen gezogen, Erfahrungen dargelegt und ergebnisbeeinflussende Begrenzungen kommentiert werden. Es ist nicht beabsichtigt, sich zur politischen Akzeptanz der Risikoanalysetechnik und der gewonnenen Ergebnisse zu äußern oder qualitative Vergleiche mit abgeschätzten Risiken anderer Reaktortypen anzustellen.

### 8.1 BEGRENZUNGEN UND VEREINFACHUNGEN

Die Studie befaßt sich am Beispiel des HTR-1160 mit

- der Klärung und Vervollständigung der Topologie schwerer HTR-Unfälle,
- der Ermittlung von repräsentativen Spaltproduktfreisetzungen, Freisetzungshäufigkeiten und -zeiten sowie der wichtigsten Haupteinflußgrößen,
- dem Aufzeigen des Einflusses unterschiedlicher Bedingungen am Standort und unterschiedlicher Anforderungen im Genehmigungsverfahren auf Risikowerte,
- der Identifizierung von Auslegungsschwächen und signifikanten Kenntnislücken.

Risiken durch den normalen Betrieb der Anlage oder durch den Brennstoffkreislauf werden nicht behandelt. Ausgangszustand der Anlage bei Störfallbeginn ist der stationäre Vollastbetrieb.

Basis der Arbeiten ist die amerikanische Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA), die zu überprüfen und auf deutsche Verhältnisse zu übertragen war. Dabei wurden die Methoden und Modelle weitgehend beibehalten. Von der Deutschen Risikostudie stammen die Zuverlässigkeitskenngrößen für gleichartige Komponenten und das Rechenprogramm zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens innerhalb des Sicherheitseinschlusses bzw. des gasdichten Reaktorschutzgebäudes. Bei der vorausgehenden kritischen Durchsicht der AIPA-Studie zeigte sich, daß sie in der Methodik ohne größere Mängel und in sich konsistent ist und ein zutreffendes Bild über Ablauf und Bedeutung schwerer Unfälle für die amerikanische Anlage liefert. Den abgeschätzten Zahlenwerten kann nicht immer gefolgt werden, so daß die Studie unserer Meinung nach oft ein zu günstiges Bild über das Risiko liefert. Solche unseres Erachtens in der AIPA-Studie steckende Schwachstellen wurden beseitigt, wenn der Kenntnisstand dies zuließ, oder ansonsten durch pessimistische Annahmen ersetzt.

Als Referenzanlage für die Studie diente das HTR-1160-Konzept mit blockförmigen Brennelementen, für das so detaillierte technische Unterlagen vorlagen, daß sie die Grundlage für anlagentechnische Analysen bilden konnten. Darüber hinaus unterscheidet sich der deutsche HTR-1160 nur in Systemdetails von dem amerikanischen HTGR-1160-Basiskonzept, das der AIPA-Studie zugrunde lag. Das HTR-1160-Konzept wurde nicht über die Konzept- und Standortbegutachtung hinaus verfolgt und repräsentiert im Bereich der Systemtechnik den Sicherheitsstandard und Entwicklungsstand von 1975/76. Die ansonsten im weiteren Verlauf des Genehmigungs-, Bau- und Inbetriebnahmeverfahrens übliche Optimierung der Anlage steht aus. Durch die Studie identifizierte Auslegungsschwächen wurden zunächst nicht beseitigt, allerdings wurden in ergänzenden Untersuchungen konstruktive Verbesserungsmöglichkeiten aufgezeigt und - sofern sie als geringfügig galten - in die Analyse einbezogen (Kap. 7). Hinzu kommt, daß an Problemstellungen, die für diese HTR-Auslegung mit blockförmigen Brennelementen spezifisch sind, in Deutschland seit längerer Zeit nicht gearbeitet wird.

Der Sinn der Studie besteht denn auch in erster Linie in einer systematischen Durcharbeitung und Strukturierung des Unfallgeschehens für einen HTR zur Stromerzeugung am Beispiel des HTR-1160 und in der frühzeitigen Identifizierung der sicherheitstechnischen Besonderheiten eines HTR. Erst in zweiter Linie kam es auf eine Vorausberechnung von Risikowerten an, bei denen es sich nur um Abschätzungen mit erheblichen Unsicherheiten handeln kann. Die ermittelten Zahlenwerte sind deshalb oft als obere Richtwerte anzusehen.

Es wurde versucht, Schätzunsicherheiten in den Daten zu quantifizieren und in einem Unsicherheitsfaktor zusammenzufassen, der auf den Medianwert einer logarithmischen Normalverteilung bezogen ist. Dieser Faktor charakterisiert neben dem Erwartungswert das erzielte Ergebnis und läßt bei vorgegebenem Verteilungstyp die Berechnung des günstigsten (5% Fraktil) oder ungünstigsten Wertes (95%-Fraktil) zu.

Trotz der geringen Betriebserfahrungen mit HTR sind spezifische Datenprobleme für Zuverlässigkeitsanalysen kaum aufgetreten, da die ergebnisbestimmenden Sicherheitssysteme sich weitgehend aus Komponenten aufbauen, die von anderen Reaktortypen her bekannt sind. Sie bestimmen zu etwa 70 % die wichtigsten Freisetzungshäufigkeiten. Für die wenigen spezifischen Komponenten wie Gebläse und Wärmetauscher konnten Erfahrungen mit britischen gasgekühlten Reaktoren herangezogen werden. Darüber hinaus wurde für Common-Mode-Ausfälle angesichts der fehlenden Betriebserfahrungen bei einem neu entwickelten Konzept meist ein 10 %iger Anteil am Gesamtfehler berücksichtigt, wodurch die Zuverlässigkeit redundant aufgebauter Systeme vermutlich unterschätzt wird.

Neben den bei ausreichender Datenbasis quantifizierbaren Unsicherheiten verbleiben aber weitere, unter Umständen erhebliche Aussagenunsicherheiten, die auf Kenntnislücken basieren und sich einer Quantifizierung weitgehend entziehen. Um trotzdem kein zu optimistisches Bild entstehen zu lassen, wurden in solchen Fällen nach Möglichkeit konservative Annahmen getroffen oder Mittelwerte konservativ abgeschätzt. Dazu gehören die folgenden Punkte, die das Ergebnis erheblich und wahrscheinlich zu ungünstig beeinflussen.

- Identifizierte Schwachstellen in der Systemauslegung wurden im Rahmen der Hauptanalyse nicht beseitigt. In einer ergänzenden Untersuchung wurden geringfügige konstruktive Änderungen vorgenommen und in ihrem Einfluß auf die Freisetzungshäufigkeit bewertet. Weiterreichende Änderungen blieben dabei unberücksichtigt und wurden nur qualitativ behandelt, obwohl sie bei modernen HTR-Konzepten z.T. bereits verwirklicht sind.
- Handlungen der Betriebsmannschaft wurden in den Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsuntersuchungen nur insoweit berücksichtigt, wie sie zur Beherrschung von Störfällen vorgesehen waren oder innerhalb der ersten Stunden ohne ein Eingriff ins Reaktorschutzsystem, etwa zur Aufhebung von Verriegelungen, möglich sind.
- Maßnahmen zur Eingrenzung der Folgen eines Kernaufheizenfalles, wie z.B. die Wiederbespeisung von Dampferzeugern zur verbesserten Spaltproduktrückhaltung im Primärkreislauf, blieben trotz der dafür zur Verfügung stehenden Zeit weitgehend unberücksichtigt, da sie nicht im voraus geplant waren und sich



nach unserer Meinung einer zufriedenstellenden quantitativen Behandlung noch entziehen.

- Vereinfachend wird ein Teilausfall von Systemen meist einem Totalausfall gleichgesetzt.
- Die Spaltproduktrückhaltung im Reaktorkern, im Primärkreislauf und im Reaktorschutzgebäude bei Kernaufheizunfällen ist vermutlich unterschätzt. Hier bestehen erhebliche Kenntnislücken, die durch konservative Annahmen abgedeckt werden mußten. Außerdem wirkt sich vor allem die für HTR hohe Leistungsdichte der 1160-Anlage sehr ungünstig aus. Für die in der Entwicklung befindlichen Kugelhaufen-HTR mit niedrigeren Leistungsdichten und oxidischem Brennstoff liegen die Verhältnisse deutlich günstiger.
- Das Problem eines relativ frühen Überdruckversagens des Reaktorschutzgebäudes im Verlauf eines Kernaufheizunfalles ist vermutlich nur aufgrund konservativer Modelle entstanden. Einige Gründe sprechen dafür, daß tatsächlich geringere Mengen an  $H_2$  und CO-Reaktionsgasen und geringere Spitzendrücke nach einem Verbrennungsvorgang zu erwarten sind.
- Die Spaltproduktfreisetzung bei Wassereinbruchstörfällen ist vermutlich überschätzt, da auch hier Kenntnislücken bezüglich des Ablagerungsinventars, der wasserbedingten Desorptionsanteile und der Rückhaltung auf dem Ausströmpfad durch konservative Schätzwerte zu überbrücken waren.

Diese Aufzählung von Begrenzungen und konservativen Annahmen macht deutlich, daß es sich bei den quantitativen Ergebnissen oft nur um obere Richtwerte handeln kann. Die Aussagen der Studie sind nicht ohne weiteres auf andere HTR-Konzepte übertragbar, da diese sich in einigen sicherheitstechnisch bedeutsamen Auslegungsmerkmalen von der hier untersuchten Anlage erheblich unterscheiden. Die Studie insgesamt liefert die Basis für eine sicherheitstechnische Optimierung von HTR-Systemen und die Erarbeitung eines HTR-spezifischen Sicherheitskonzeptes.

Schließlich sei noch vermerkt, daß Risikobeiträge durch Kriegseinwirkungen und Sabotage nicht untersucht wurden.

## 8.2 ERGEBNISSE DER STUDIE

Die Studie kommt in Übereinstimmung mit der AIPA-Studie zu dem Ergebnis, daß bei dem analysierten HTR-1160-Konzept Unfälle mit Kernaufheizung nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr und der Linerkuhlung die größte Bedeutung für das Risiko haben. Im Verlaufe dieser Unfallketten, die eine geringe Häufigkeit haben, kommt es, wenn auch mit starker zeitlicher Verzögerung, zu einer Freisetzung

von erheblichen Teilen des im Reaktorkern befindlichen Aktivitätsinventars. Wassereinbruchstörfälle, ausgelöst durch nicht ordnungsgemäß isolierte Lecks im Dampferzeuger, bedingen im Gegensatz zu den AIPA-Ergebnissen nicht zu vernachlässigende Risikobeiträge, die aber durch konstruktive Änderungen reduziert werden können. Andere auslösende Ereignisse und Ereignisketten sind für das Risiko von untergeordneter Bedeutung. Die Ergebnisse, die in Tabelle 8-1 unter Weglassung einiger, weniger interessanter Kategorien zusammengestellt sind, gelten nur für die analysierte deutsche Anlage. Sie unterscheidet sich in einigen Systemauslegungen von der amerikanischen, was sich nach dieser Studie aber insgesamt eher ungünstig auf das Risiko auswirkt. Der Einfluß geringfügiger Änderungen an der Systemauslegung ist der Tabelle 8-1 zu entnehmen. Die Untersuchungen lassen auch für zukünftige HTR nutzbare Optimierungsmöglichkeiten erkennen, die eine weitere Reduzierung des Risikos als erreichbar erscheinen lassen.

#### 8.2.1 KERNAUFHEIZUNG

Die häufigsten Ursachen, die einen Kernaufheizunfall auslösen können, sind der Ausfall des Hauptkühlsystems nach Ausfall der Eigenbedarfsversorgung oder aufgrund anderer Störungen. Andere auslösende Ereignisse und vor allem Primärkreislaufbrüche spielen aufgrund der generischen Eigenschaften eines gasgekühlten Reaktors in integrierter Bauweise nur eine untergeordnete Rolle.

Versagt das zur Nachwärmeabfuhr vorgesehene Hilfskühlsystem bei Anforderung, so kommt es aufgrund der großen Wärmekapazität der keramischen Materialien zu einem langsamen Temperaturanstieg im Kern mit max. 80 °C pro Stunde. Schäden an Kerneinbauten, die eine Wiederherstellung der Kühlung nahezu ausschließen, sind nach frühestens 3 Stunden zu erwarten. Der Primärkreislauf bleibt mindestens 5 bis 6 Stunden intakt. Erst danach ist der Heliumdruck wegen des Temperaturanstieges so hoch, daß die Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters ansprechen und den Primärkreislauf ins Reaktorschutzgebäude druckentlasten. Mit Partikelbruch und Versagen der Brennelemente als Barriere für Spaltprodukte ist ab etwa 1850 °C, lokal also nach rund 10 Stunden, zu rechnen. Mit zunehmender Aufheizung entweichen die Edelgase und leicht flüchtigen Spaltprodukte nahezu vollständig ins Reaktorschutzgebäude. Die schwerer flüchtigen Spaltprodukte lagern sich bevorzugt in den noch kälteren Bereichen des Reflektors ab und gelangen erst später, aber auch dann nicht vollständig, ins Reaktorschutzgebäude. Dort wird die maximale Cäsium-Aktivität etwa 5 Tage und die maximale Strontium-Aktivität etwa 10 Tage nach Unfallbeginn erreicht. Die

FREISETZUNGSKATEGORIE		KUMULIERTE FREISETZUNG in Curie [Kerninventar]									
Nr.	Ereignisketten, Merkmale	Häufigkeit pro Anlage	unverändert	verändert	nach Stunden	Xe-Kr [ $3 \cdot 10^8$ ]	J [ $5 \cdot 10^8$ ]	Te - Sb [ $10^8$ ]	Sr-89 Ba [ $3 \cdot 10^8$ ]	Sr - 90 [ $7 \cdot 10^6$ ]	Cs [ $2 \cdot 10^7$ ]
<u>Kernaufheizung und</u>											
KA-8	Keine Betonzersetzung RSG - Einschluß	$10^{-3}$ (4)		$2 \cdot 10^{-4}$	14 720	$20 \cdot 10^6$ (5)	$3 \cdot 10^3$ (5)	$10^3$ (6)	$3 \cdot 10^2$ (7)	$10^1$ (7)	$3 \cdot 10^2$ (4)
7	Betonzersetzung RSG-Versagen >21Tage	$3 \cdot 10^{-4}$ (10)		$6 \cdot 10^{-5}$	14 515	$20 \cdot 10^7$ (5)	$10^4$ (6)	$5 \cdot 10^3$ (9)	$2 \cdot 10^4$ (16)	$7 \cdot 10^2$ (16)	$3 \cdot 10^3$ (10)
5	Betonzersetzung RSG-Versagen ~7Tage	$7 \cdot 10^{-5}$ (11)		$3 \cdot 10^{-7}$	14 170 - 250	$20 \cdot 10^7$ (4)	$8 \cdot 10^5$ (6)	$7 \cdot 10^3$ (8)	$7 \cdot 10^6$ (8)	$3 \cdot 10^5$ (8)	$3 \cdot 10^3$ (5)
4	Früheste Betonzersetzung RSG-Versagen ~4,5Tage	$10^{-6}$ (38)		$7 \cdot 10^{-9}$	14 110 - 250	$20 \cdot 10^8$ (4)	$10^6$ (5)	$10^5$ (8)	$3 \cdot 10^7$ (8)	$8 \cdot 10^5$ (8)	$3 \cdot 10^6$ (5)
2	Betonzersetzung kein RSG-Abschluß	$4 \cdot 10^{-7}$ (9)		$2 \cdot 10^{-8}$	14 120 - 250	$2 \cdot 10^4$ $10^8$ (2)	$2 \cdot 10^4$ $10^6$ (4)	$4 \cdot 10^3$ $2 \cdot 10^4$ (6)	$2 \cdot 10^6$ (7)	$7 \cdot 10^4$ (7)	$6 \cdot 10^5$ (5)
1	Früheste Betonzersetzung kein RSG - Abschluß	$10^{-7}$ (19)		$10^{-9}$	14 70 - 250	$2 \cdot 10^4$ $10^8$ (2)	$2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^6$ (4)	$4 \cdot 10^3$ $10^6$ (6)	$5 \cdot 10^6$ (7)	$10^5$ (7)	$10^6$ (5)
<u>Wassereinbruch und</u>											
WE-1	Kühlung, kein Einschluß	$8 \cdot 10^{-5}$ (25)		$6 \cdot 10^{-6}$	1,5 25	$2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^7$ (7)	$6 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^4$ (6)		$10^2$ $2 \cdot 10^3$ (21)	$10^2$ $2 \cdot 10^3$ (26)	$4 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^4$ (34)
<u>Druckentlastung</u>											
	Kühlung, kein RSG-Abschluß	$3 \cdot 10^{-6}$			1	$5 \cdot 10^3$	$10^3$		20	20	10

Tabelle 8-1: Dominante Freisetzungskategorien mit Erwartungswerten (Unsicherheitsfaktoren in Klammern)  
für Häufigkeiten, Freisetzungen und Freisetzungszeiten für HTR-1160

Freisetzungsanteile aus dem Primärkreislauf hängen vom Massenstrom ins Reaktorschutzgebäude ab. Sie liegen je nach Ereigniskette bei Strontium zwischen 0.5 und 20% des ursprünglichen Kerninventars, die Werte für Cäsium liegen zwischen 6 und 60%.

Die Studie zeigt auch, daß das Reaktorschutzgebäude (Sicherheitseinschluß) die Folgen von Kernaufheizunfällen erheblich reduziert. Die Dichtigkeit des Gebäudes hängt in den ersten Stunden und Tagen im wesentlichen davon ab, ob die Klappen des Belüftungssystems bei automatischer Anforderung schließen. Mit einem Überdruckversagen der Gebäudestruktur ist frühestens nach 4 bis 5 Tagen zu rechnen, und zwar dann, wenn sich innerhalb des Reaktorschutzgebäudes zündfähige Gemische bilden und abbrennen.

Beschränkt man sich bei der Interpretation der Ergebnisse zunächst auf die in den Kapiteln 4, 5 und 6 dargelegte Hauptanalyse und läßt Änderungen an der Systemauslegung außer acht, so ergibt sich für die Wahrscheinlichkeit eines Kernaufheizunfalls ein Schätzwert von  $10^{-3}$  pro Reaktor-Jahr. Der zugehörige Unsicherheitsfaktor beträgt 6, was bedeutet, daß der ungünstigste Wert bei  $5 \cdot 10^{-3}$  (95%-Fraktil) und der günstigste bei  $1,5 \cdot 10^{-4}$  pro Reaktor-Jahr (5%-Fraktil) erwartet wird. In mehr als 75% der Fälle ist jedoch der Sicherheitseinschluß vollständig gewahrt (Kategorie KA-8). Diese relativ hohe Häufigkeit für einen Kernaufheizunfall ist hauptsächlich auf den vermutlich zu konservativen Ansatz zur Behandlung von Common-Mode-Ausfällen zurückzuführen. Bei weitgehender Vernachlässigung dieser Ausfallart lägen die angegebenen Häufigkeiten um mehr als eine Größenordnung niedriger. Nur in 6 % der Fälle kommt es zu gravierenden radioaktiven Freisetzungen (KA 1, 2, 4, 5), wobei die Freisetzung an Edelgasen bis zu 20 % des ursprünglichen Kerninventars<sup>1)</sup> betragen kann, während die Freisetzungsanteile für Jod zu 0,8 % sowie für Strontium und Cäsium zu 3 bzw. 14 % erwartet werden. Zu diesen Freisetzungen kommt es in den Kategorien 4, 5 ( $7 \cdot 10^{-5}$  pro Reaktor-Jahr) allerdings erst nach 4,5 bis 7 Tagen, so daß genug Zeit bleibt, um etwaige Unfallschutzmaßnahmen in der Umgebung oder Maßnahmen im Bereich der Anlage durchzuführen. In den Kategorien KA-1, 2 werden etwa 10 % der genannten Jod- und Edelgasanteile schon nach etwa 50 Stunden freigesetzt, die Anteile schwerflüchtiger Spaltprodukte aber erst nach mehr als 3 bis 5 Tagen. Diese Kategorien berücksichtigen Ereignisketten mit Ausbleiben des Gebäudeabschlusses und undichtem Reaktorschutzgebäude von Beginn an; ihre Häufigkeit ist mit  $3 \cdot 10^{-7}$  pro Reaktor-Jahr extrem niedrig.

---

<sup>1)</sup> Berücksichtigt sind Nuklide mit Halbwertszeiten von mehr als 2 Stunden.

Die genannten Freisetzungswerte und -zeitpunkte lassen den Schluß zu, daß auch bei schweren Kernaufheizunfällen Schäden in der Umgebung sehr begrenzt bleiben. Ereignisketten, die vom Ausfall des Hauptkühlsystems bei intakter Energieversorgung ausgehen, haben die größte Häufigkeit und dominieren vermutlich für das Gesamtrisiko (Bild 8-1). Ereignisketten mit den gravierendsten Freisetzungswerten werden aber hauptsächlich durch den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung eingeleitet und berücksichtigen zusätzlich, daß die Energieversorgung nicht rechtzeitig wiederhergestellt werden kann und deshalb das Linerkühlsystem spontan ausfällt. Für die Häufigkeit der Kernaufheizkategorie 2 liefern auch andere auslösende Ereignisse erhebliche Beiträge, wie Lecks im Dampferzeuger. Einwirkungen von außen sind durchweg von untergeordneter Bedeutung, ebenso Druckentlastungsstörfälle. Die Anteile menschlicher Fehlhandlungen an den Freisetzungshäufigkeiten weist Bild 8-2 aus.

Die relativ große Häufigkeit dieser Ereignisketten bzw. Unfälle ist u.a. die Folge einiger konservativer Annahmen in der Analyse und vor allem einer noch ausstehenden Optimierung wichtiger Sicherheitssysteme. Durch geringfügige Änderungen an der Systemauslegung (s. Kapitel 7) ließ sich die Gesamthäufigkeit einer Kernaufheizung auf  $2 \cdot 10^{-4}$  pro Reaktor-Jahr reduzieren und, was

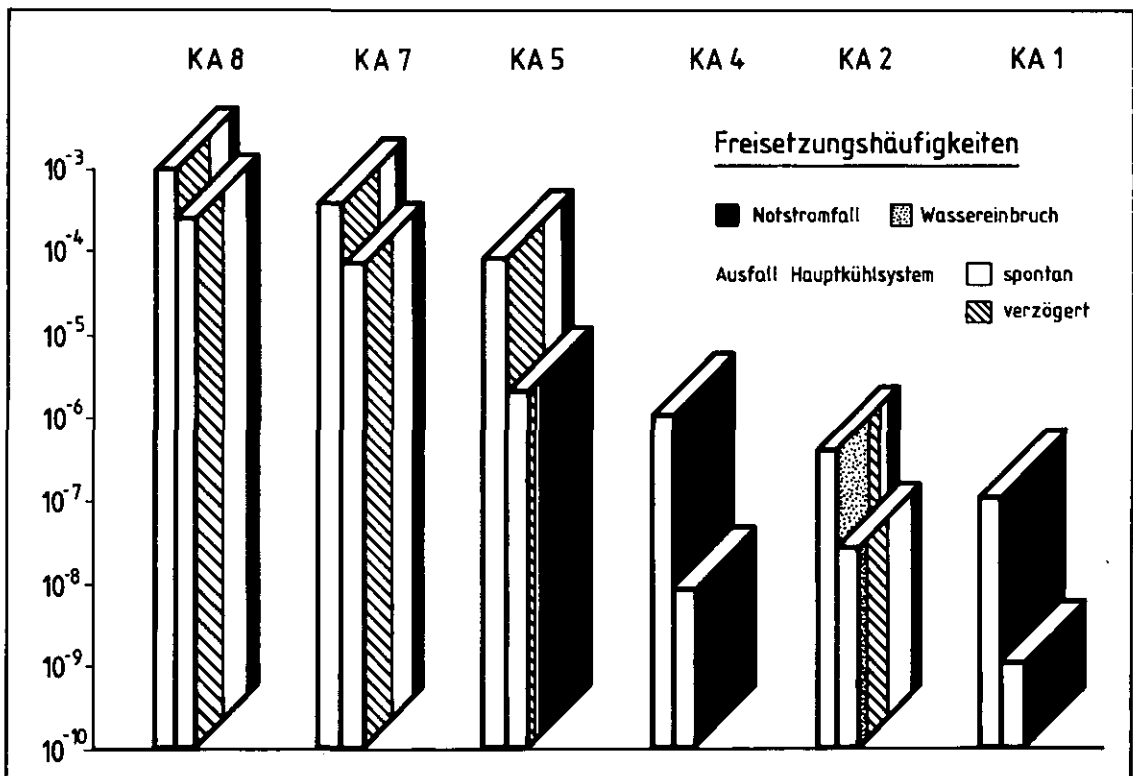


Bild 8-1: Relative Beiträge verschiedener auslösender Ereignisse zu dominanten Freisetzungskategorien (Werte für HTR-1160), jeweils für die unveränderte (links) und veränderte Auslegung (rechts)

noch wichtiger ist, die Häufigkeit von Ereignisketten mit frühem Versagen des Sicherheitseinschlusses - nach 4,5 bis 7 Tagen - in einen Bereich ( $< 10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr) rücken, der sie für das Risiko bedeutungslos werden läßt. Darüber hinaus bieten sich weiterreichendere technische Maßnahmen an, die Ereignisketten mit dieser Versagensart des Reaktorschutzgebäudes nahezu ausschließen.

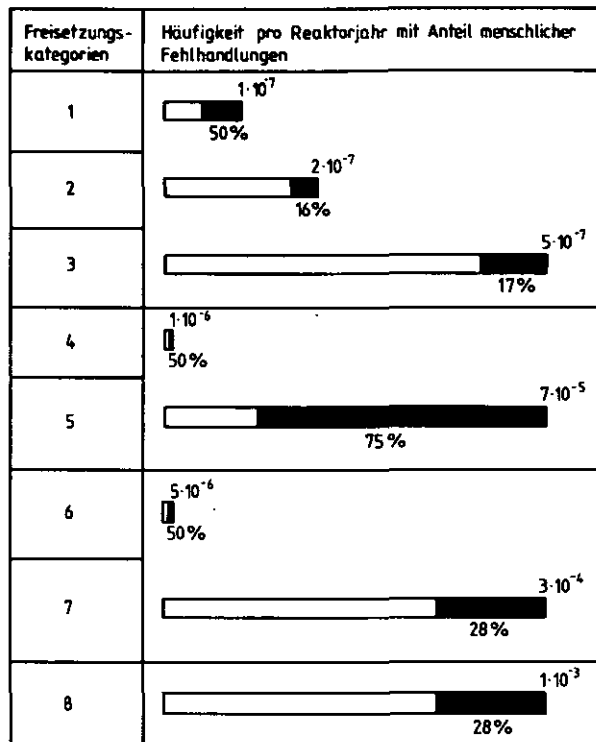


Bild 8-2: Einfluß menschlicher Fehlhandlungen auf die Häufigkeit von Kernaufheizunfall-Kategorien (Werte für nicht verbesserten HTR-1160)

### 8.2.2 ANDERE STÖRFÄLLE ODER UNFÄLLE

Die Studie hat ferner ergeben, daß Störfälle mit Wassereinbruch in den Reaktorkern, die durch Lecks im Dampferzeuger verursacht werden, nicht zu vernachlässigende Risikobeiträge erwarten lassen. Im Vergleich zu gravierenden Kernaufheizunfällen sind Wassereinbruchstörfälle häufiger, führen aber zu deutlich geringeren Freisetzung. Tritt ein Leck im Dampferzeuger auf und kann es nicht ordnungsgemäß abgesperrt werden, gelangen wegen des Druckgefälles einige Tonnen Wasser bzw. Wasserdampf vom Sekundär- in den Primärkreis. Der damit verbundene Reaktivitätshub wird durch das Abschaltssystem kompensiert. Einen größeren Druckanstieg verhindern die Kühlsysteme. Das Wasser be-

wirkt aber eine erhöhte Spaltproduktfreisetzung ins Kühlgas infolge Hydrolyse des Brennstoffs in Defektpartikeln und Desorption abgelagerter Stoffe. In einer für das Risiko dominierenden Kategorie wird diese Aktivität innerhalb von Stunden über ein aufgedrücktes Sicherheitsventil in der Dampfleitung direkt in die Umgebung freigesetzt. Die Freisetzungsanteile liegen, verglichen mit dem Kerninventar, bei den relevanten Nukliden im Bereich einiger Promille bzw. Zehntelpromille (Jod). Den größten Beitrag zur Häufigkeit dieser Kategorien von  $8 \cdot 10^{-5}$  pro Reaktor-Jahr liefert die Gruppe mittlerer Lecks im Dampferzeuger.

Dieser Wert spiegelt Schwächen in der Auslegung wider, die durch eine geänderte Auslegung der Überdrucksicherung auf der Dampfseite und Absperrung auf der Speisewasserseite behoben werden können (s. Kapitel 7). Die Häufigkeit der innerhalb dieser Störfallgruppe dominanten Ereignisketten reduziert sich dann um nahezu zwei Größenordnungen auf  $4 \cdot 10^{-6}$  pro Reaktor-Jahr.

Alle anderen Ereignisse wie etwa Druckentlastungsstörfälle mit einem möglichen Lufteinbruch, Lecks im Zwischenüberhitzer oder Einwirkungen von außen liefern entweder aufgrund zu geringer Häufigkeit oder zu geringer Auswirkungen keine gravierenden Beiträge zum Risiko einer HTR-Zweikreisanlage, was auf die Umsetzung von Anforderungen aus dem Genehmigungsverfahren zur Beherrschung dieser Störfälle zurückzuführen ist. Eine mögliche Fortentwicklung des jeweiligen Geschehens in einen Kernaufheizunfall ist zwar von vornherein nicht auszuschließen, liefert aber nur geringe Beiträge zur Häufigkeit der jeweiligen Kernaufheiz-Kategorie.

Aus Turbinenzerknall und nachfolgender Beschädigung des Reaktorschutzgebäudes resultierende Risikobeiträge sind nach Drehung des Maschinenhauses auszuschließen.

### 8.3 VERGLEICH MIT DER AIPA-STUDIE

Dem Auftrag entsprechend wurde die Studie in enger Anlehnung an Methoden und Modelle der AIPA-Studie durchgeführt. Trotz dieses Grundsatzes mußten einige Änderungen vorgenommen werden, die z.T. die Ergebnisse erheblich beeinflussen. Solche Punkte sind im folgenden zusammengestellt:

- Verwendung von Zuverlässigkeitskenngrößen aus der Deutschen Risikostudie und Durchführung zusätzlicher Datenrecherchen für HTR-spezifische Komponenten, was meist zu ungünstigeren Werten, vor allem zu größeren Unsicherheits-

faktoren geführt hat.

- Ansatz eines 10 %igen Anteils von Common-Mode-Ausfällen an den Gesamtausfällen, wenn keine komponentenspezifischen Werte verfügbar waren. Die AIPA-Studie gibt komponentenspezifische Werte an, die im Mittel etwas höher sind.
- Z.T. stark abweichende Bewertung von ausbleibenden oder fehlerhaften Eingriffen der Betriebsmannschaft in den Ereignisablauf.
- Abrundung des Spektrums betrachteter Ereignisse durch Einbeziehung zusätzlicher Ursachen für den Ausfall des Hauptkühlsystems und denkbarer Einwirkungen von außen. Analyse zusätzlicher Ereignisketten; vorrangig solcher, die zum Ausfall der Kühlung führen können.
- Geänderte Behandlung der Spaltproduktfreisetzung aus dem Primärkreislauf und aus dem Reaktorschutzgebäude bzw. der Anlage mit dem Ergebnis größerer Freisetzungen für ablagerungsfähige Spaltprodukte bei Kernaufheizunfällen und Wassereinbruchstörfällen.
- Modifizierung des Versagensmodelles für den Reaktordruckbehälter bei Überhitzung des Betons und Erstellung eines Versagensmodelles für das Reaktorschutzgebäude bei hohen Innendrücken. Vertiefende Betrachtungen zur Bildung zündfähiger Gemische im Reaktorschutzgebäude.
- Ermittlung von Versagenswahrscheinlichkeiten wichtiger Komponenten und Bauteile bei dynamischen Beanspruchungen, wie z.B. bei starken Erdbeben.
- Darstellung der Ergebnisse als Erwartungswerte anstelle von Medianwerten. Letztere liefern vor allem bei hohen Irrtumsfaktoren rein rechnerisch bedingt günstigere Ergebnisse. Bei einem Irrtumsfaktor 10 beispielsweise liegt der Medianwert um den Faktor 2,7 unter dem Erwartungswert.

Neben diesen durch die methodische Vorgehensweise bedingten Unterschiede wirken sich auch Unterschiede in der Auslegung der Referenzanlage aus, die aus der Anpassung der amerikanischen Anlage an deutsche Genehmigungs- und Standortbedingungen herrühren. Darunter fallen vorrangig die folgenden Bereiche:

- Verbesserung der Kapazität des Hilfskühlsystems von 3 x 50% auf 4 x 50%, aber eingeschränkte Nachwärmeabfuhrmöglichkeiten mit dem Hauptkühlsystem.
- Höherer Automatisierungsgrad des Reaktorschutzsystems, dadurch aber auch Einschränkung der Eingriffsmöglichkeiten der Betriebsmannschaft.
- Geringere Kapazität der Batterien für unterbrechungslose Stromversorgung.
- Unterschiede im Bereich des Reaktorschutzgebäudes, wie höhere Belastbarkeit des Gebäudes infolge Auslegung gegen Flugzeugabsturz, keine Auslegung des Umluftfilter-Systems für hohe Spaltproduktkonzentrationen.
- Verbesserte Systemauslegung für Überdrucksicherung und Isolierung des Zwischenüberhitzer-Stranges im Sekundärkreislauf, verbessertes Entlastungs-



system für Dampferzeuger, aber ungünstigere Systemauslegung für Überdrucksicherung und Isolierung des Frischdampf-Stranges im Sekundärkreislauf.

- Änderungen im Überdruck-Sicherungssystem des Reaktordruckbehälters; größeres Primärkreisvolumen.
- Diversitäre Abschlußklappen für Reaktorschutzgebäude, allerdings nur jeweils eine ausfallsichere bei Stromausfall.

Bei den ergänzenden Untersuchungen dieser Studie wurden die Systemauslegungen dahingehend geändert, daß die Vorteile der deutschen Anlage gegenüber der amerikanischen bestehen bleiben, aber für das Risiko nachteilige Folgen behoben werden, wie z.B. die eingeschränkteren Nachwärmeabfuhrmöglichkeiten mit dem Hauptkühlsystem. Hinzu kamen weitere konstruktive Verbesserungen. Würde man die Methodik und Annahmen der vorliegenden Studie auf die amerikanische 1160-Anlage anwenden, so führte dies zu Freisetzungshäufigkeiten, die zwischen den Werten für die unverändert beibehaltene und für die verbesserte deutsche Anlage lägen. Das ist zu beachten, wenn beide Studien zur Prüfung des Maßes an Obereinstimmung verglichen werden.

Ein exakter quantitativer Vergleich ist auch dadurch erschwert, daß die radiologischen Auswirkungen in der AIPA-Studie als Gesundheitsdosis (rem) angegeben werden und in der vorliegenden Studie als Freisetzungen (Ci) der relevanten Nuklidgruppen aus der Anlage. Es ist aber erkennbar, daß diese Studie aufgrund anderer Modellvorstellungen und angenommener Systemzustände die Freisetzung ablagerungsfähiger Spaltprodukte aus der Anlage höher abschätzt als die AIPA-Studie. Die Häufigkeiten ähnlicher Ereignisketten liegen aufgrund von Unterschieden bei den Zuverlässigkeitsdaten und unterschiedlicher Bewertung von Handlungen der Betriebsmannschaft ebenfalls über den AIPA-Werten. Dadurch bedingt und aufgrund von Unterschieden in der Systemauslegung überschreiten die Risikowerte, die in der Hauptanalyse dieser Studie abgeschätzt wurden, durchweg um mehr als eine Größenordnung Risikowerte der AIPA-Studie. Bei Zusammentreffen sehr ungünstiger Umstände können die Unterschiede im Einzelfall auch noch größer sein, wie z.B. bei der Freisetzungskategorie 'Ungehinderte Kernaufheizung ohne Gebäudeabschluß'. Die Unterschiede werden geringer, wenn konstruktive Schwächen der deutschen Anlage behoben werden, also wenn man die in Tabelle 7-1 aufgeführten Werte für die verbesserte Systemauslegung mit heranzieht.

Beide Studien stimmen qualitativ darin überein, daß Unfälle mit Kernaufheizung für das Risiko der analysierten Anlage dominieren. Sie zeichnen ein ähnliches Bild von deren Ablauf. Die Bedeutung von Wassereinbruchstörfällen wird

unterschiedlich beurteilt und nach unserer Meinung in der AIPA-Studie unterschätzt.

#### 8.4 ZUKÜNFTIGE ARBEITEN

Bei der Erstellung der Studie hat sich gezeigt, daß die erforderlichen Methoden, Modelle und Daten für die Abschätzung von Risikobeiträgen ausreichen. In zahlreichen Punkten bestehen jedoch Kenntnislücken, die durch vermutlich konservative Annahmen abgedeckt werden mußten. Durch sinnvolle und mögliche Weiterentwicklungen, die im folgenden aufgeführt sind, läßt sich die Aussage-sicherheit der Analyse erheblich verbessern:

- Auswertung von Betriebserfahrungen für die Beurteilung von Common-Mode-Ausfällen bei neuartigen Systemen sowie von menschlicher Zuverlässigkeit und Anpassungsfähigkeit bei langsam ablaufenden Störfällen bzw. Unfällen.
- Verfeinerung des Versagensmodells für den Reaktordruckbehälter bei Überhitzung durch Berücksichtigung des inhomogenen Aufbaus der Decke aus Beton und Stahl, möglicher durchgehender Risse bzw. Strömungspfade und sämtlicher Wärmekapazitäten anstelle der bisherigen vereinfachenden Annahmen.
- Weitergehende Untersuchungen zu Verbrennungsvorgängen im Reaktorschutzgebäude und dessen Versagenswahrscheinlichkeit. Zu überprüfen wären die bisherigen Annahmen, daß es dort zur Bildung zündfähiger Gasgemische kommt, daß der Verbrennungsdruck das 3 1/2-fache des Ausgangsdruckes beträgt und daß das Gebäude beschädigt wird.
- Vertiefende Untersuchungen zur Spaltproduktrückhaltung im Primärkreislauf unter den skizzierten Störfallbedingungen, sowie zum Jod- und Aerosolabbau im Reaktorschutzgebäude.
- Detaillierte Untersuchungen zu Risikobeiträgen aus Bränden innerhalb der Anlage und aus Erdbeben, sowie zu Störungen bei Betriebszuständen, die vom Vollastbetrieb abweichen.

Für eine Reduzierung der Risikowerte bieten sich darüber hinaus eine Reihe weiterreichender technischer Maßnahmen an. Dazu zählen aus Sicht der Studie:

- Ertüchtigung des Linerkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr bzw. Begrenzung der Temperaturen im Reaktorkern und gleichzeitig zum Schutz des Reaktordruckbehälters vor zu hohen Temperaturen  
oder
- Ausstattung der Anlage mit einem System zur Notbespeisung von Dampferzeugern, um die Häufigkeit einer Kernaufheizung zu verringern.

- Erhöhung der Grenztragfähigkeit des Reaktorschutzgebäudes, so daß sie über dem Spitzendruck nach einer  $H_2/CO$ -Verbrennung liegt und ein Oberdruck-Versagen vermieden wird. Ersatz kalzitischer Zuschläge für den Beton des Reaktordruckbehälters, um  $CO_2$ -Freisetzungen bei Überhitzung zu verhindern.

Die aus der Studie abgeleiteten Empfehlungen zu methodischen und -falls nötig - auch anlagentechnischen Verbesserungen beziehen sich auf die analysierte HTR-1160-Referenzanlage. Dieses Konzept mit blockförmigen Brennelementen wird in Deutschland nicht weiter verfolgt, so daß bei der geplanten Fortsetzung der Studie zunächst zu prüfen ist, wie sich der Übergang auf einen in der Entwicklung befindlichen HTR mit kugelförmigen Brennelementen und oxidischem Brennstoff auf die bisher gewonnenen Ergebnisse und Erkenntnisse auswirkt. Erkennbar positiv für das Risiko sind die erheblich kleinere Leistungsdichte und kleinere Leistungsgröße, wodurch die thermische Trägheit des Reaktors weiter erhöht wird, die Temperaturen im Reaktorkern sich auf einem niedrigen Niveau stabilisieren und die Spaltproduktrückhaltung im Primärkreis verbessert wird /8-1/. Quantitative Angaben über das Risiko dieser Anlage sind aber z.Z. nicht möglich und bleiben den zukünftigen Arbeiten vorbehalten.

## SCHRIFTTUM

- /8-1/ J. Fassbender; W. Kröger; J. Wolters; Zur Störfalltopologie des Hochtemperaturreaktors, Atomkernenergie/Kerntechnik, Bd. 37 (1981), S. 81-86

## 1. SCOPE OF THE STUDY

### 1.1 Introduction

Questions of safety have played an important role in the development of high-temperature reactors from the outset; engineered safety requirements contribute significantly to the systems design.

The concept of 'safety' is very complex and presents itself in a different light from various angles. In general usage something is described as safe if it is itself not endangered or if handling it does not bring about any danger or damage. Thus at first sight safety seems to be identical with protection against damage or with minor consequences of an event; upon closer inspection however the concept also includes the frequency of an event. For a system or a technique is generally also described as safe if the frequency of possible malfunction or damage is sufficiently small. In this way a car's dual circuit brake system is regarded as safe, a single-circuit brake system as less safe, although in the case of the braking system's failure the same damage must be reckoned with for the same car. The probability of the event's occurrence is merely smaller. This example also illustrates that the concept of safety is mostly used in every-day life in the sense of relative statements. A generally accepted, scientifically precise definition of this term does not exist, far less a unit of measurement by means of which safety could be quantitatively measured. The use of this insufficiently defined term in nuclear engineering often gives rise to comprehension difficulties.

Nuclear engineering facilities are considered safe if proof has been furnished of sufficient safety for normal operation and for incidents in the statutory licensing procedure under the Atomic Energy Act. The engineered safety requirements to be fulfilled are formulated in the safety criteria of the Federal Minister of the Interior (BMI) /1-1/, the guidelines of the Reactor Safety Commission, the KTA rules (KTA = Kerntechnischer Ausschuß - Nuclear Safety Standards Committee) and the nuclear engineering German industrial standards (DIN). They are also valid - in part analogously - for high-temperature reactors (HTR). The licensing procedure, mainly conducted deterministically and with conservative assumptions, requires such extensive safeguards that even events whose occurrence in the operation of numerous plants cannot be ruled out as far as is humanly possible must provide no hazard for the environment.

A high safety standard has thus been achieved in nuclear engineering. However, at the same time the question of the extent of residual uncertainty (residual risk) remaining does arise. Basically, two different analytical approaches can be used to answer this question:

1. Damage Rate Analysis

The deterministic analysis of the progression and the consequences of serious accidents for which the plant is not designed, and in which context the limiting influence of active safety systems is in general not taken into consideration. The maximum damage serves as a measure of safety.

2. Probabilistic Risk Analysis

The probabilistic analysis of the progression, frequencies and consequences of incidents and accidents<sup>+</sup>. The product of frequency and consequences for each single event - incident or accident - which has the dimension of one expected damage per year is designated risk contribution. The total of all risk contributions provides the overall risk which is involved in the operation of the plant analyzed. A high degree of safety is in this case synonymous with low risk. The principle of the probabilistic method of analysis consists of registering all possible courses of events and of singling out those which determine the risk according to unique criteria so that a comprehensive picture of the possible incidents and accidents results with their ramifications and interactions and their relative significance.

The two procedures are not contradictions, rather they supplement each other. Together they serve the purpose of understanding incident or accident sequences within one plant and thus of achieving a maximum level of safety.

---

<sup>+</sup> The terms incident and accident are used here according to the BMI criteria and the radiation protection ordinance. According to these an incident is 'a course of events ... for which the plant is designed', and an accident is 'a course of events which for one or several persons may result in radiation exposure or incorporation of radioactive substances exceeding the limit values'. In this report the superordinate term course of events will be used whenever possible.

The first, widely discussed consequence analysis for major accidents in light-water reactors (LWR) was published in the USA in 1957 as WASH-740 /1-2/; similar analyses are also available for high-temperature reactors (for HTR-1160 /1-3/). Probabilistic analyses /1-4/ originated in England; the first comprehensive study of this type is however WASH-1400, better known as the Rasmussen Study /1-5/. It attempts to determine the social risk caused by accidents in pressurized and boiling water reactors by probabilistic methods. Certain assumptions and results, and above all the political exploitation of this study, have been criticized; the methodology, however, on the whole withstands intensive verification /1-6/. Since the technical plant structure of the reference facilities and the siting conditions have a great influence on the results, these cannot simply be transferred to other circumstances. This has been taken into account in a study tailored to German conditions - the German Risk Study on Nuclear Power Stations (DRS) - which is now available /1-7/.

This method of analysis was applied to a high-temperature reactor conceptual design in the USA in the mid seventies, namely by the General Atomic Company commissioned by the US Department of Energy. In accordance with the conceptual stage of the HTGR-1160 reference plant, the 'Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA)' /1-8, 9/ had the primary objective of ascertaining priorities in research and development work, in addition to a review of the safety concept and the evaluation of alternative design possibilities. However, the results also permit general statements to be made about the safety properties of the HTGR-1160, for in order to achieve this aim a comprehensive analysis of possible courses of events and an assessment of the risk contributions were necessary.

The studies illustrate the dominant role of event sequences which lead to a complete cooling failure and a reactor core heat-up. They also give an impression of the progression and damage rate of a core heat-up in the way that is typical of an HTR because of its generic properties.

An in-depth comparison of the results of the LWR and HTR studies does however run into fundamental difficulties because the preconditions upon which the two studies are based are indeed too different. The LWR studies analyze plants which actually exist and are in operation having passed through the process of optimization associated with the completion of the licensing procedure, whereas the AIPA study has had to be mainly based on licensing

licensing documents whose degree of particularization is not always sufficient due to the premature discontinuation of the licensing procedure.

As far as HTR-specific plant components are concerned, recourse had therefore to be taken to experience with other gas-cooled nuclear power stations using identical or similar components. In the case of non-HTR-specific plant components, the results of the Rasmussen Study and the German Risk Study have frequently been called upon. The additional uncertainties and restrictions resulting from this are primarily related to the possibilities of occurrence of various incident sequences, whereas the damage rate determined more by the generic safety properties of the system is less affected. Therefore, the AIPA Study does not give any quantitative information about the overall risk in the manner of the Rasmussen Study, but rather confines itself to risk data for individual dominant incident sequences or categories with in part considerable uncertainty factors.

The main value of the AIPA Study is not then to be regarded as the ascertainment of risk data. It is rather to be found in the clarification of incident topology and the detection of structural weaknesses. The systematic selection of all initiating events and the in-depth investigation of risk-relevant event sequences have for the first time provided a complete picture of all incident characteristics of the HTR. This does not only lead to a better understanding of the causes and effects of the more or less already familiar core heat-up incidents and incidents caused by the ingress of water or air, but rather also to the realization that the maximum impact on the environment is produced by accidents which develop over a period of days and weeks. It moreover became apparent that the risk can be substantially reduced by mostly minor structural modifications. Finally, systematic research into those incidents and accidents not dealt with in a licensing procedure have raised a multitude of questions enabling rational planning in safety research.

A transfer of the AIPA Study to German conditions seemed appropriate if only because the erection of a slight modified HTGR-1160 - hereinafter referred to as HTR-1160 - was envisaged at Schmehausen near Hamm and the pertinent licensing procedure had been initiated. Even after this project had been abandoned an analogous German study seemed appropriate and desirable:

- The study provides an assessment, even if only rough, of the upper limit of hazards caused by large nuclear power stations with high-temperature reactors. It may well be presumed that future plants will also exhibit improvements in safety design and will tend to involve a lower risk.
- The structural modifications to the plant brought about by adaptation to German safety regulations can be examined with respect to their safety-related effects at a point when technical modifications to plants now being planned are possible without major expenditure.
- The development of methods and computer programmes for implementing probabilistic analyses and the establishment of associated data collections are the basis of the probabilistic analysis of pebble-bed HTR's, which can be regarded as the long-term objective.

The Jülich Nuclear Research Centre already included the probabilistic analysis of high-temperature pebble-bed reactors in their research and development programme in the mid seventies. However, the implementation of such an extensive project requires knowledge and abilities in research areas which are in part not represented at the KFA. The BMI's support under the title 'Probabilistic Safety Study for HTR Concepts under German Siting Conditions (SR 133)' made the participation of external specialized institutes possible to the desired extent. A working association with the Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS = Society for Reactor Safety) made their extensive experience gathered in licensing procedures available for the present study and ensured that the data, methods and results of the German Risk Study could be utilized for this study at the earliest possible point.

## 1.2 OBJECTIVES AND STRUCTURE

The major objective of the project 'Probabilistic Safety Study HTR Concepts (PSH)' is the preliminary calculation of representative risk contributions for HTR concepts to their safety-engineering classification and optimization. It is subdivided into two phases. Phase I is largely oriented towards the American AIPA Study (reference plant: HTGR-1160 with block-type fuel elements) and is completed by the present report. The envisaged Phase II is intended to take the HTR concept with spherical fuel elements developed in the Federal Republic of Germany as its object for analysis.



The German investigations began in 1977 (Phase Ia) with a critical review of the 'AIPA Preliminary and Phase I Analysis' /1-8/. The essential statements and the methodology of the American study could be confirmed; the dominant role of accidents with core heat-ups remained undisputed for the HTR risk. However, higher risk contributions were assessed for certain event sequences. It was moreover recommended that the investigations should be extended beyond 48 hours due to the slow accident progression and that more attention should be paid to long-term processes. It could not be ruled out that in addition to 'loss of electrical off-site power', which had been taken into consideration, still other events could initiate core heat-up accidents causing severe risk contributions /1-10/.

The AIPA studies were continued in the USA, taking into consideration criticisms which had been put forward. The results of this so-called Phase II were available in mid 1978 /1-9/. They represent considerable progress in establishing the topology of the most important accident profiles and provide more reliably supported statements on risk contributions to be expected, including the concomitant error limits (for further details see Chap. 3.3 and /1-11/).

The data base was enlarged by evaluating operating experience; the failure rates and failure probabilities employed frequently appear too low in comparison with the German Risk Study. The identification of the proportion of common modes (common mode failures) in the overall failure of the identical components of redundant systems is particularly appropriate for a concept under development. Considerable uncertainties are in part involved in the quantification of these fractions and a too poor availability of redundant systems possibly results from this. The probabilistic analysis methods used correspond to the state of technology. Endeavours towards the most detailed possible understanding of the course of events, including desirable operator actions, are striking. Neither can it be conclusively determined whether actions carried out incorrectly are always sufficiently considered and whether the model developed for ascertaining the probability of the omission of a successful action always provides realistic statements.

The computer programmes used for ascertaining activity release are usually based on developments for the licensing procedure and often contain conservative approaches.

The accident analyses in AIPA Phase II are very comprehensive and cover a wide spectrum of initiating events. The most important events are those which lead to loss of the main cooling system and, in the case of failure of the cooling systems, initiate a core heat-up. Repairs to failed systems within a permissible period of time are taken into consideration, but in our opinion they are usually evaluated too favourably. The retention factors applied for fission products capable of deposition in the analysis of effects are just as much in need of close examination as the models for describing the processes inside the reactor protection building (safety containment) and its failure.

The statement that incidents caused by the ingress of water do not bring about any serious risk contributions can largely be confirmed. Nevertheless, there are differences of opinion concerning the behaviour of vital components which must be cleared up by more extensive investigations. According to more recent findings, fission products dissolved by hydrolysis and desorption in the presence of water in the primary circuit have been underestimated.

The radiological effects are given in form of a health effects dose at a distance of 2.5 km, including different harmful doses for various types of exposure. We have not verified the models on which this is based.

The AIPA Study can be regarded as the basis for a rational study of HTR safety. It is comprehensive and contains valuable suggestions for possible improvements in the design of this plant, which are also of significance for HTR's in general. If the differences of opinion and weaknesses of the study mentioned could be eliminated then the remaining uncertainties could be further reduced. Completely different courses of events or additional dominant risk contributions have not been found up to now.

The results of the AIPA Study cannot however simply be applied to German conditions. First of all there are different requirements in the licensing procedure with respect to the systems's degree of redundancy, the extent of diversity, lack of common components and automation. Differences in the structure and function of safety systems thus result, even in the case of otherwise identical basic concepts, which must be taken into consideration in a probabilistic analysis. Moreover, the influence of different siting conditions must also be carefully weighed up when dealing with external

impacts as incident-initiating events and which significantly influence the design of vital plant components, such as the reactor containment. The German investigations were accordingly continued with Phase Ib, in which the AIPA Study was to be transferred to German conditions, while largely retaining the methods and models, and the weak points contained in it were to be eliminated.

The HTR-1160 concept of the consortium Hochtemperatur-Reaktorbau-GmbH (HRB)/Brown, Boveri & Cie (BBC) served as a reference plant for the plant engineering studies. This plant is the HTGR-1160 concept adapted to German requirements, which had been developed by General Atomic and was also the basis for the AIPA Study. The analytical expenditure could thus be limited and the influence of German licensing practice indicated.

The HTR-1160 is described in tender and licensing documents which are based in essence upon American specifications. The Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen had initiated the licensing procedure for the plant. The Rheinisch Westfälischer Technischer Überwachungsverein e.V. (Technical Inspection Board) gave an expert opinion on the documents and compiled its results in a safety report /1-12/. It also contains engineered safeguard conditions and documentary evidence requirements which had to be complied with before the partial construction licensing procedure mentioned. This work was for the most part, however, no longer carried out by the manufacturer since the implementation of the project was abandoned in 1975. Consequently, assumptions were necessary for open questions and lacking system details in the field of systems analysis, which were made in consultation with the manufacturer according to the present state of the art for the study.

The plant with its systems is firmed up in a supplementary report in the form upon which the analyses are based. The figures are of course only valid for this concept which has not passed through the otherwise usual process of optimization. Weaknesses identified in the systems design were, in the first instance, not eliminated in the course of the analyses. The degree to which they determine each result is indicated in the text. Minor and more extensive modifications to the systems design were proposed in supplementary studies and the reduction in risks achievable by this means was assessed (see Chap.7).

It became apparent that on the whole the documents available on the HTR-1160 were sufficient for the analyses carried out in the study. The German plant displays a number of modifications in comparison with the American facility, particularly in the afterheat removal concept and degree of automation, which in some respects have an unfavourable influence on the risk. The differences in the plants, together with further details about the reference plant, are presented in Chap. 3 of this report.

The nuclide-specific activity ( $C_i$  cumulative and time-dependent) released into the environment, including details of the location of release, its start and duration, serve as a measurement of the damage which can be caused by the events investigated. The consequences of the release of activity, as for example resulting damage to health, and possible countermeasures such as evacuating the population, were not considered due to the synoptic nature of this study.

The AIPA Study specifies the damage in the form of an individual dose (rem) at a distance of 2.5 km from the plant, for mean American deviation conditions. In order to make a comparison with the results of this study, releases into the environment ( $C_i$ ) were calculated back.

We had to extrapolate from concrete siting conditions since they determine hazards to the plant due to external impacts. As formerly planned, the 'Schmehausen' region was the reference site. Moreover, a busy waterway was assumed to be in the vicinity and qualitative comparisons were made with other siting regions.

The study's objective is not to ascertain a risk summation curve, but rather to define the maximum individual risk contributions, and moreover in the form of representative releases and their frequencies ( $C_i$  per reactor year). In order to achieve this aim it was necessary:

- 1) to identify events which can initiate serious accidents,
- 2) to ascertain causes for such events, roughly assess risk contributions and evaluate their significance,
- 3) to analyze in detail those events which can be expected to make the largest risk contributions and assess the remaining uncertainties,

- 4) to analyze, though less thoroughly, events which can be expected to make an appreciable contribution to the risk or are of particular interest, or to credibly delimit the contribution.

This division of the specialized work is reflected in the organization of this study and in the structure of this report. The interpretation of the results obtained also comprises a comparison with AIPA and comments on possible differences.

In analogy to the American study, the analyses are based on realistic assumptions as far as possible; scatter factors take the remaining uncertainties into consideration. In incident analysis, the efficacy requirements made upon the safety systems were largely taken over from the statutory licensing procedure for nuclear engineering facilities. These usually conservative values were replaced by more realistic ones at points which were very important for the result. Limit values, at which failure of the components can be expected, were incorporated into the failure models.

The reliability characteristics used in the AIPA Study seemed too optimistic on many occasions and were replaced by data from the German Risk Study and from our own investigations. In order to take into account the common mode failures in identical components of a redundant system, a lump sum percentage of 10 % was estimated in principle at the overall error rate unless other values could be derived from operating experience.

Interventions in the course of events by the operating crew were taken into consideration if possible, with the exception of those which require intervention in the reactor protection system in the first few hours. This method is a model approach and does not claim to be exhaustive, especially since the degree of particularization of the technical documents is not sufficient for this. This approach allows for both aggravating and also mitigating measures, assuming, however, good-will and expert knowledge. No separate consideration was made of the operator as the 'initiator' of incidents, since the frequencies used to quantify initiating events were based on statistics which include both technical and human failure.

The methods, models and other aids used in this study as a whole are presented in detail in Chap. 2 of this report, some general comments on the AIPA Study can also be found there.

The present report (main volume) provides a survey of the investigations carried out and results achieved, and often refrains from going into details. These can be taken from the specialized volumes, which furthermore offer the interested reader the opportunity of reconstructing and evaluating the studies.

The following volumes are planned:

- I : Methodology, Data, Models
- II : Transients with Core Heat-up
- III : Leakages in the Primary Circuit
- IV : External Impacts
- V : Comments by Others, Modifications to the Systems Design.

### 1.3 IMPLEMENTATION; ORGANIZATION

The work on this part of the project was carried out with equal responsibility by the Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Nukleare Sicherheitsforschung (KFA-ISF Nuclear Research Centre Jülich, Institute for Nuclear Safety Research) and the Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). It began in summer 1978. The KFA was responsible for organization and overall supervision was in the hands of the KFA-ISF.

The partners reconstructed each others analyses to such an extent that they can be held jointly responsible for the results. The division of work can be seen in Fig. 1-1.

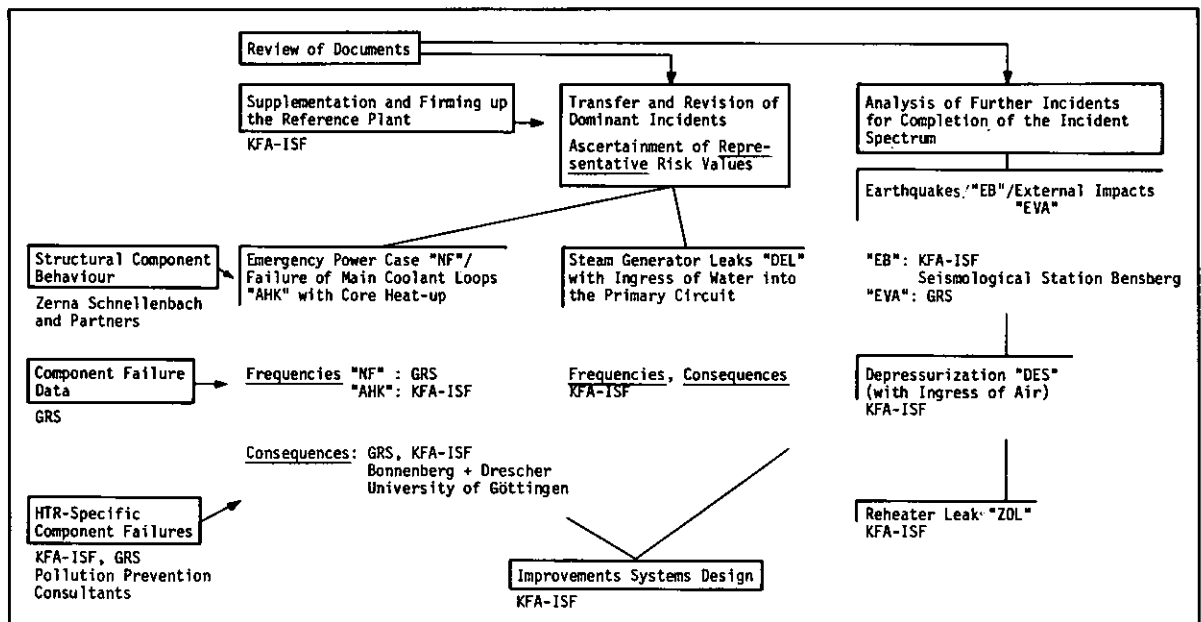


Fig. 1-1: Division of Specialized Work

Further institutions were called upon to handle various sub-tasks and for consultation on specific aspects:

- Bonnenberg + Drescher for fission product behaviour in the reactor protection building (safety containment), supported by the GRS and the Kernforschungszenrum Karlsruhe (Nuclear Research Centre Karlsruhe)

- Zerna, Schnellenbach and Partners (Consultants) for failure of the reactor pressure vessel and reactor containment under operating and accident conditions
- Prof. Dr. H.-G. Wagner, Institut für Physikalische Chemie (Institute of Physical Chemistry) at the University of Göttingen, for the treatment of combustible mixtures in the reactor containment
- Prof Dr. L. Ahorner from the Seismological Station of the University of Cologne at Bensberg for the assessment of the probability of the occurrence of serious earthquakes.

Operating experience with British gas-cooled reactors was made available by the Central Electricity Generating Board and evaluated by L. Cave, Pollution Prevention (Consultants) Ltd., in order to enlarge the data basis for HTR-specific components. Further information is taken from the Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR - Experimental Reactor Joint Venture Company) and the former Dragon Project.

Technical documents on the reference plant were made available and illustrated by Hochttemperatur-Reaktorbau GmbH. and Brown, Boveri & Cie; valuation services were not provided.

Discussions were held with the author of the AIPA Study, the General Atomic Company, with the kind permission of the US Department of Energy, the aim of which was to enquire about unpublished details, to avoid misinterpreting the text, as well as to exchange information about more recent work and differences of opinion. Moreover, all AIPA computer programmes were in principle available, including the input data. They were also employed in the analyses of consequences after a careful examination and adaption of the input data, namely particularly in the formulation of questions that are typical of HTR's with block-type fuel elements, which would otherwise have required the development of a separate programme to answer them.

The investigations and results of the German Risk Study were used, insofar as this was possible with respect to deadlines and subject matter. We must particularly mention the reliability characteristics for similar components, computer programmes for probabilistic analyses and the model for describing the behaviour of fission products within the reactor containment.



We would like to take this opportunity of thanking all institutions and individuals who have taken part in this study for their contributions, their cooperation and their dedication. Our thanks are also due to those who acted in an advisory or other capacity, especially zhr Federal Minister of the Interior, whose financial support made the study possible in this form.

## REFERENCES

- /1-1/ Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 12. Oktober 1977, Bekanntmachung vom 21. Oktober 1977 im Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. November 1977, Druck und Versand: GRS, Köln
- /1-2/ Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants. United States Atomic Energy Commissions, WASH-740, 1957
- /1-3/ Wolters, J. et al: Untersuchungen zu den Auswirkungen hypothetischer Störfälle bei Hochtemperaturreaktoren, Teil 2, Jül-1466, 1977
- /1-4/ Farmer, F.R.: Siting Criteria - A New Approach, IAEA Proceedings Series Containment and Siting of Nuclear Power Plants, Wien 1977
- /1-5/ Rasmussen, N.C.: Reactor Study - An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants. United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /1-6/ Lewis, H.W.: Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commission (NUREG/CR-0400), 1978
- /1-7/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie: Deutsche Risiko-studie Kernkraftwerke. Verlag TÜV Rheinland, Köln, ISBN 3-921059-67-4, 1979
- /1-8/ General Atomic Company: HTGR Accident Initiation and Progression Analysis. Status Report for US Department of Energy, GA-A 13617, 1976/77
- /1-9/ General Atomic Company: HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Phase II, Report for US Department of Energy, GA-A 15000, 1978
- /1-10/ Kröger, W. et al.: Sicherheitsstudie für HTR unter deutschen Standortbedingungen, 1. Teilbericht: Kritische Bewertung der AIPA-Studie. Jül-Spez-19, 1978
- /1-11/ Ergänzungsband zu /1-10/ mit Kommentaren zu AIPA-Phase II. Jül-Spez-35, 1979
- /1-12/ Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungsverein: Sicherheitsgutachten über das 1160-MWe-Demonstrationskraftwerk mit Hochtemperaturreaktor. 1977

## 8. SUMMARY AND CONCLUSIONS

The results of the study are depicted in Chapters 4, 5 and 6 for various groups of incidents and accidents; further details can be found in the relevant specialized volumes.

This chapter now attempts to relate the individual results to each other and to make a résumé. This is however hampered by the fact that it was not the study's task to ascertain an integral risk, but it rather confined itself to the assessment of representative risk contributions. Since accident consequences are not ascertained, the quantitative results are described by release values for relevant groups of nuclides, associated release times and frequencies.

In addition conclusions will be drawn in this chapter from the results, experience illustrated and comments made upon limitations influencing the results. It is not our intention to comment on the political acceptance of risk analysis techniques and results obtained or to draw qualitative comparisons with the assessed risks of other reactor types.

### 8.1 LIMITATIONS AND SIMPLIFICATIONS

Making use of the example of the HTR-1160, the study deals with

- clarifying and completing the topology of serious HTR accidents,
- ascertaining representative fission product releases, release frequencies and times as well as the most important factors of main influence,
- indicating the influence of different site conditions and varying requirements imposed during the licensing procedure on risk values,
- identifying design weaknesses and significant gaps in knowledge.

Risks occurring during normal operation of the plant or in the fuel cycle are not dealt with. Steady-state full-power operation is the initial state of the plant at the onset of an incident.

The American Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA) was the basis of the investigations and was to be examined and transferred to German conditions. Its methods and models were largely retained. The reliability characteristics for components of a similar type and the computer programme for describing fission product behaviour inside the safety containment, i.e. the gastight reactor protection building, are taken from the German Risk Study. In the preceeding critical review of the AIPA Study it has been shown that its methodology does not display any major deficiencies and it is internally consistent and provides an adequate picture of the progression and significance of serious accidents for the American plant. The estimated figures cannot always be followed so that in our opinion the study often gives a too favourable picture of the risk. Such weak points, which in our opinion are present in the AIPA study, could be eliminated if the state of knowledge permitted this or otherwise if they were replaced by pessimistic assumptions.

The HTR-1160 concept with block-type fuel elements served as the reference plant for this study. Such detailed technical documents were available for it that they were able to form the basis of plant engineering analyses. Furthermore, the German HTR-1160 only differs in systems details from the basic American HTGR-1160 concept upon which the AIPA Study was based. The HTR-1160 concept was not taken beyond the conceptual and site evaluation stage and represents the safety standard and level of development of 1975/76 in the system engineering field. The optimization of the plant usual in the further course of the licensing, construction and permissioning procedure was not completed. The design weaknesses identified by the study were at first not eliminated. However, possibilities for structural improvement were indicated in supplementary investigations and were then included in the analysis (Chap. 7) - in as far as they could be considered slight. It must also be remembered that no work has been done in Germany for a considerable time on problems specifically arising from this HTR design utilizing block-type fuel elements.

The purpose of this study is in the first instance to be found in a systematic examination and structuring of accident sequences for an HTR producing electric power with the example of the HTR-1160 and in the early identification of the safety-related peculiarities of an HTR. Only to a lesser degree was it concerned with a preliminary calculation of risk values which may merely be assessments involving considerable uncertainties. The figures determined can thus often be regarded as upper standards.

We attempted to quantify assessment uncertainties in the data and to summarize them in an uncertainty factor which is related to the median value of a normal logarithmic distribution. This factor characterizes both the result achieved and the expected value and, if the type of distribution is predefined, permits the most favourable (5 % fraction) or least favourable value (95 % fraction) to be calculated.

In spite of the scanty operating experience with HTR's, specific data problems for reliability analyses have scarcely occurred since the safety systems determining the results largely consist of components which are familiar from other types of reactor. They determine the most important release frequencies at a rate of about 70 %. Experience with British gas-cooled reactors could be called upon for the few specific components such as blowers and heat exchangers. Furthermore, in a newly developed concept a 10 % fraction of the overall fault was generally taken into consideration for common mode failures in view of the lack of operating experience, whereby the reliability of the redundantly structured systems is probably underrated.

In addition to uncertainties which are quantifiable with an adequate data base, further information uncertainties remain, which can in certain circumstances be considerable, due to gaps in our knowledge and which largely defy quantification. Nevertheless, in order to avoid the emergence of too optimistic a picture, conservative assumptions were made whenever possible in such cases or else mean values were assessed in a conservative manner. Among these are the following points which exert a substantial and probably too unfavourable influence on the result.

- Identified weak points in the systems design were not eliminated in the main analysis. In a supplementary investigation minor structural changes were made and their influence on the release frequency was evaluated. More extensive modifications were disregarded and only qualitatively treated, although they have already been partially put into practice in modern HTR concepts.
- Actions by the operating crew were only taken into consideration in studies concerning the course of events as well as the liability investigations insofar as they were envisaged for the control of incidents or are possible within the first few hours without any intervention in the reactor protection system, for example to cancel any interlocks.

- Measures for mitigating the consequences of a core heat-up accident, as e.g. refeeding the steam generators for improved fission product retention in the primary circuit, are by and large not taken into consideration, although sufficient time would be available, since they were not planned in advance and in our opinion still defy satisfactory quantitative treatment.
- For reasons of simplicity, a partial systems failure is usually equated with a total failure.
- The retention of fission products in the reactor core, the primary circuit and the reactor containment in the case of core heat-up accidents is probably underrated. There are considerable gaps in our knowledge here which had to be filled in by conservative assumptions. In addition, the high power density, for an HTR, of the 1160 plant has a particularly adverse effect. The ratios are distinctly more favourable for the pebble-bed HTR's with lower power densities and oxidic fuel which are under development.
- The problem of a relatively early overpressure failure of the reactor containment in the course of a core heat-up accident is probably only a result of conservative models. There is evident that minor amounts of  $H_2$  and CO reaction gases as well as lower peak pressures can actually be expected after gas burning.
- Fission product release in the case of incidents caused by the ingress of water is probably overrated since there are also gaps in our knowledge with respect to the deposition inventory, water-induced desorption fractions and retention on the outflow path which had to be bridged by conservative estimates.

This enumeration of limitation and conservative assumptions clearly indicates that the quantitative results can often only be regarded as upper standards. The study's statements are not readily transferable to other HTR concepts since these often differ considerably from the plant investigated here in several safety-related design features. The study as a whole provides a basis for optimizing HTR systems in terms of safety engineering and for establishing an HTR-specific safety concept.

In conclusion it must be noted that contributions due to the impact of war or sabotage were not investigated.

## 8.2. RESULTS OF THE STUDY

This study agrees with the AIPA Study in coming to the result that accidents involving a core heat-up after failure of the afterheat removal and liner cooling have the greatest risk significance in the HTR-1160 concept analyzed. In the course of such accident sequences, which are of low frequency, the release of substantial fractions of the activity inventory of the reactor core occurs, even if there is a considerable delay in time. Incidents caused by the ingress of water, initiated by leaks in the steam generator which are not properly insulated, produce risk contributions which, in contrast to the AIPA results, cannot be neglected, but which can be reduced by structural modifications. Other initiating events and event sequences are of minor risk significance. The results compiled in Table 8-1, omitting just a few less interesting categories, only apply to the German plant analyzed. It differs in a number of system designs from the American plant, which however according to this study has on the whole a rather adverse effect on the risk. The influence of minor modifications to the systems design can be seen from Table 8-1. The investigations also indicate productive possibilities for optimizing future HTR's which show that a further reduction in risk is achievable.

### 8.2.1 CORE HEAT-UP

The most frequent causes which may initiate a core heat-up accident are failure of the main cooling system after loss of the auxiliary power supply or due to other malfunctions. Other initiating events, particularly primary circuit ruptures, only play a minor role owing to the generic properties of gas-cooled reactors with an integrated type of construction.

If the auxiliary coolant system provided for afterheat removal fails on demand, then a slow temperature rise in the core with a maximum of 80°C per hours results due to the large thermal capacity of the ceramic material. Damage to the core internals which practically prevents cooling from being restored can be expected after 3 hours at the earliest. The primary circuit remains intact for at least 5 to 6 hours. Only after this is the helium pres-

sure so high due to the rise in temperature that the safety valves of the reactor pressure vessel respond and depressurize the primary circuit leading into the reactor containment. Particle fracture and defects in the fuel elements constituting a barrier for fission products can be reckoned with from about 1850°C upwards, that is to say locally after about 10 hours. With increasing heat-up the noble gases and highly volatile fission products escape almost completely into the reactor containment. The less volatile fission products are preferentially deposited in the cooler zones of the reflector and only enter the reactor containment later, and even then not completely. The maximum cesium activity occurs there about 5 days and the maximum strontium activity about 10 days after the onset of the accident. The release fractions from the primary circuit depend on the mass flow into the reactor containment. Depending on the event sequence they are in the case of strontium between 0.5 and 20 % of the original core inventory, the values for cesium are between 6 and 60 %.

The study also indicates that the reactor protection building (safety containment) substantially reduces the consequences of core heat-up accidents. The leaktightness of the building depends in the first few hours and days essentially upon whether the closures of the ventilation system will shut upon automatic demand. Overpressure failure of the building structure can be reckoned with after 4 to 5 days at the earliest namely if ignitable mixtures are formed and deflagrate inside the reactor containment.

If in interpreting the results one confines oneself first of all to the main analysis depicted in Chapters 4, 5 and 6 and disregards modifications to the systems design, then an estimate of  $10^{-3}$  per reactor year results for the probability of a core heat-up accident. The associated uncertainty factor amounts to 4, which means that the most unfavourable value is expected at  $7 \cdot 10^{-3}$  (95 % fraction) and the most favourable at  $3 \cdot 10^{-4}$  per reactor year (5 % fraction). In more than 75 % of all cases the safety containment is however completely preserved (category KA-8). This relatively high frequency for core heat-up accidents is chiefly attributable to the probably too conservative approach in dealing with common mode failures. If this type of failure were to be largely neglected, then the specified frequencies would be lower by more than one order of magnitude. Only in 6 % of the cases do serious radioactive releases result (KA 1, 2, 4, 5), in the course of which the release of noble gases may amount to as much as 20 % of the



RELEASE CATEGORY		CUMULATIVE RELEASE IN CURIE (INVENTORY)								
No.	Event sequences Features	Frequency p. reactor year Plant unchanged	changed	Time in hours	Xe-Kr [ $3 \cdot 10^8$ ]	I [ $5 \cdot 10^8$ ]	Te-Sb [ $10^8$ ]	Sr-89 Ba [ $3 \cdot 10^8$ ]	Sr-90 [ $7 \cdot 10^6$ ]	Cs [ $2 \cdot 10^7$ ]
CORE HEATUP and										
8	NO CONCRETE DEGRADATION CONTAINMENT	$10^{-3}$ (4)	$2 \cdot 10^{-4}$	$14$ 720	$20$ $10^6$ (5)	$6$ $3 \cdot 10^3$ (5)	$10^3$ (6)	$3 \cdot 10^2$ (7)	$10^1$ (7)	$3 \cdot 10^2$ (4)
7	DEL. CONCRETE DEGRADATION CONT-FAILURE > 3 weeks	$3 \cdot 10^{-4}$ (10)	$6 \cdot 10^{-5}$	$14$ 515	$20$ $2 \cdot 10^7$ (5)	$6$ $10^4$ (6)	$5 \cdot 10^3$ (9)	$2 \cdot 10^4$ (16)	$7 \cdot 10^2$ (16)	$3 \cdot 10^3$ (10)
5	DEL. CONCRETE DEGRADATION CONT-FAILURE ~7 days	$7 \cdot 10^{-5}$ (11)	$3 \cdot 10^{-7}$	$14$ 170-250	$20$ $8 \cdot 10^7$ (4)	$6$ $8 \cdot 10^5$ (6)	$7 \cdot 10^3$ (8)	$7 \cdot 10^6$ (8)	$3 \cdot 10^5$ (8)	$3 \cdot 10^3$ (5)
4	CONCRETE DEGRADATION CONT-FAILURE ~4,5 days	$10^{-6}$ (38)	$7 \cdot 10^{-9}$	$14$ 110-250	$20$ $10^8$ (4)	$6$ $10^6$ (5)	$10^5$ (8)	$3 \cdot 10^7$ (8)	$8 \cdot 10^5$ (8)	$3 \cdot 10^6$ (5)
2	DEL. CONCRETE DEGRADATION CONT. NON ISOLATED	$4 \cdot 10^{-7}$ (9)	$2 \cdot 10^{-8}$	$14$ 120-250	$2 \cdot 10^4$ $10^8$ (2)	$2 \cdot 10^4$ $10^6$ (4)	$4 \cdot 10^3$ $2 \cdot 10^4$ (6)	$2 \cdot 10^6$ (7)	$7 \cdot 10^4$ (7)	$6 \cdot 10^5$ (5)
1	CONCRETE DEGRADATION CONT NON ISOLATED	$10^{-7}$ (19)	$10^{-9}$	$14$ 70-250	$2 \cdot 10^4$ $10^8$ (2)	$2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^6$ (4)	$4 \cdot 10^3$ $10^6$ (6)	$5 \cdot 10^6$ (7)	$10^5$ (7)	$10^6$ (5)
WATER INGRESS and										
1	NO LEAK ISOLATION CORE COOLING CONT BYPASSING DEPRESSURIZATION	$8 \cdot 10^{-5}$ (25)	$6 \cdot 10^{-6}$	$15$ 25	$2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^5$ (7)	$6 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^6$ (6)		$10^2$ $2 \cdot 10^3$ (21)	$10^2$ $2 \cdot 10^3$ (26)	$4 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^4$ (34)
	PRIMARY CIRCUIT LEAK CONT NON ISOLATED	$3 \cdot 10^{-6}$		1	$5 \cdot 10^3$	$10^3$		20	20	10

original core inventory <sup>1)</sup>. Whereas release fractions of 0.8 % can be expected for iodine, as well as 3 and 14 % for strontium and cesium respectively. These releases, however, will only occur in the categories 4, 5 ( $7 \cdot 10^{-5}$  per reactor year) after 4.5 to 7 days, so that enough time remains to carry out any accident protection measures in the environment or on the plant premises. In the categories KA-1, 2 about 10 % of the specified iodine and noble gas fractions are already released after approximately 50 hours; the fractions of less volatile fission products are however only released after more than 3 to 5 days. These categories cover event sequences where from the outset the building isolation fails and the reactor containment is leaky; their frequency is extremely low with  $3 \cdot 10^{-7}$  per reactor year.

The release values and times specified suggest that even in the case of serious core heat-up accidents damage to the environment will be very restricted. Event sequences initiated by a failure of a main cooling system with intact power supply have the greatest frequency and are presumably dominant for the overall risk (Fig. 8-1). Event sequences involving the most serious releases are however mainly initiated by loss of the auxiliary power supply and make additional allowance for the fact that the power supply cannot be restored in good time and thus causes spontaneous failure of the liner cooling system. Other initiating events, such as leakages in the steam generator, also make considerable contributions to the frequency of core heat-up category 2. External impacts are altogether of minor importance, in the same way as depressurization incidents. Fig. 8-2 indicates the fractions of human operating errors on the release frequencies.

The relatively large frequency of these event sequences or accidents is, among other factors, the result of certain conservative assumptions in the analysis and is above all due to the fact that the optimization of important safety systems has not yet been carried out. Minor modifications to the systems design (see Chapter 7) could reduce the overall frequency of core heat-ups to  $2 \cdot 10^{-4}$  per reactor year and, which is even more important, the frequency of event sequences involving early failure of the safety containment - after 4.5 to 7 days - could be shifted into a range ( $10^{-6}$  per reactor year) which would make them insignificant for the risk. Moreover,

---

<sup>1)</sup> Nuclides with half-lives of more than 2 hours are taken into consideration.

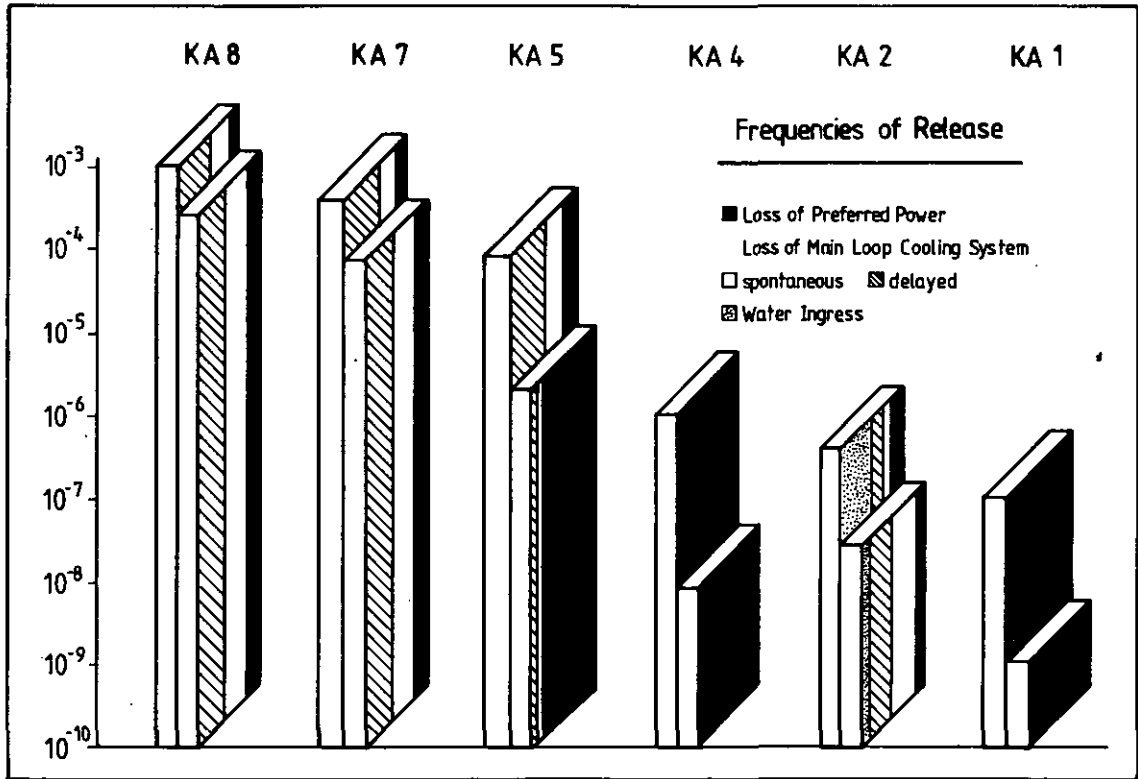


Fig. 8-1: Relative contributions of various initiating events to dominant release categories (values for HTR-1160, original (left) and changed design (right))

Release Categories	Frequencies per reactor-year with fraction of human error
1	$1 \cdot 10^{-7}$ 50%
2	$2 \cdot 10^{-7}$ 16%
3	$5 \cdot 10^{-7}$ 17%
4	$1 \cdot 10^{-6}$ 50%
5	$7 \cdot 10^{-5}$ 75%
6	$5 \cdot 10^{-6}$ 50%
7	$3 \cdot 10^{-4}$ 28%
8	$1 \cdot 10^{-3}$ 28%

Fig. 8-2: Influence of human operating errors on the frequency of core heat-up categories (values for non-improved HTR-1160)

more far-reaching technological measures become apparent which almost rule out event sequences involving this type of failure.

### 8.2.2 OTHER INCIDENTS OR ACCIDENTS

The study revealed, furthermore, that incidents involving an ingress of water into the reactor core caused by leaks in the steam generator bring about risk contributions which should not be ignored. In comparison with serious core heat-up accidents, incidents caused by the ingress of water are more frequent but lead to markedly lower releases. If a leak occurs in the steam generator which cannot be properly isolated then several tons of water or water vapour pass from the secondary to the primary circuit due to the pressure gradient. The excess reactivity involved is compensated by the shut-down system. The coolant systems prevent a greater increase in pressure. However, the water causes elevated fission product release into the coolant gas due to hydrolysis of the fuel in defective particles and desorption of deposited nuclides. This activity is directly released into the environment via a safety valve which is pressed open in the steam line within a few hours in a category which is dominant for this risk. In the case of the relevant nuclides, compared with the core inventory, the release fractions are in the range of a few per mil or decimil (iodine). The group of medium-sized leaks in the steam generator makes the largest contribution to the frequency of these categories of  $8 \cdot 10^{-5}$  per reactor year.

This value reflects weaknesses in the design which can be eliminated by changing the design of the overpressure protection on the steam side and isolation on the feed water side (see Chapter 7). The frequency of dominant event sequences within this group of incidents will then be reduced by almost two orders of magnitude to  $4 \cdot 10^{-6}$  per reactor year.

All other events, such as depressurization incidents with a potential ingress of air, leakages in the reheater or external impact, do not make any serious contributions to the risk of a steam-cycle HTR plant either due to low frequency or to slight effects, which can be attributed to the realization of requirements in the licensing procedure for controlling these incidents. Although a possible further development of the respective occurrence into core heat-up accidents cannot be excluded from the outset, they however only make minor contributions to the frequency of the respective core heat-up category.

Risk contributions resulting from a turbine explosion and subsequent damage to the reactor containment can be ruled out after turning the turbine hall.

### 8.3 COMPARISON WITH THE AIPA STUDY

In compliance with the contract task, the study was conducted with close reference to the methods and models of the AIPA Study. In spite of this principle, a number of modifications had to be carried out which in part significantly influence the results. These points are summarized in the following:

- Utilizing reliability characteristics from the German Risk Study and carrying out additional data investigations for HTR-specific components often led to less favourable values, particularly to larger uncertainty factors.
- Estimating a 10 % fraction of common mode failures in the total failures if no component-specific values were available. The AIPA Study gives component-specific values which are on an average somewhat higher.
- An in part considerably deviating evaluation of omitted or erroneous operator actions in the course of events.
- Rounding off the spectrum of events considered by incorporating additional causes for failure of the main cooling system and conceivable external impacts. The analysis of additional event sequences, primarily those which can lead to cooling failure.
- A different approach with respect to fission product release from the primary circuit and from the reactor containment or the plant resulting in higher releases for condensable fission products in the case of core heat-up and water-ingress accidents.
- Modifying the failure model for the reactor pressure vessel in the case of overheating of the concrete, and establishing a failure model for the reactor containment for high internal pressure. In-depth studies on the formation of ignitable mixtures in the reactor containment.

- Ascertaining failure probabilities for important components and structural units under dynamic stressing, as for instance in the case of severe earthquakes..
- The representation of results as expected values instead of median values. The latter provide more favourable results, particularly in the case of high error factors, for purely computational reasons. For example, in the case of an error factor of 10 the median value is below the expected value by a factor of 2.7.

In addition to these differences in methodology, differences also result from the design of the reference plant due to the adaptation of the American plant to German licensing and siting conditions. This primarily includes the following issues:

- Improvement in the capacity of the auxiliary cooling system from  $3 \cdot 50\%$  to  $4 \cdot 50\%$ , but restricted possibilities of afterheat removal with the main cooling system.
- A higher degree of automation in the reactor protection system which however also restricts intervention possibilities by the operating crew.
- Reduced capacity of the batteries for an uninterrupted power supply.
- Differences in the reactor containment system, such as a higher load resistance of the building which is designed to withstand aircraft crashes, no air recirculation filter system designed for high fission product concentrations etc.
- Improved systems design for overpressure protection and isolation of the reheated-steam line in the secondary circuit, improved relief systems for the steam generators, but a less favourable system design for overpressure protection and isolation of the main steam line in the secondary circuit.
- Changes in the overpressure protection system of the reactor pressure vessel; larger volume of the primary circuit.

- Diverse closures for the reactor containment, however, only one failsafe in the case of loss of electrical power.

In this study's supplementary investigations, the system designs were modified in such a way that the advantages of the German plant were retained with respect to the American plant, but consequences detrimental to risk were eliminated, as for example more restricted possibilities of afterheat removal with the main cooling system. Further structural improvements were also added. If one were to apply the methodology and assumptions of the present study to the American 1160-plant then this would lead to release frequencies which would be between the values for the plant in its unchanged state and for the improved German plant. This must be kept in mind when comparing the two studies to check the extent of agreement.

An exact quantitative comparison is also obstructed by the fact that the radiological effects are specified in the AIPA Study as the health effects dose (rem) and in the present study as releases (Ci) of the relevant groups of nuclides from the plant. It can however be seen that on the basis of different models conceptions and assumed states of systems this study assesses the release of fission products from the plant capable of depositing higher than the AIPA Study. The frequencies of similar event sequences are likewise above the AIPA values due to differences in the reliability data and the different evaluation of operators actions. For this reason and due to differences in the systems design, the risk values assessed in the main analysis of this study on the whole exceed the risk values of the AIPA study by more than one order of magnitude. If very unfavourable circumstances coincide the differences may in individual cases be even larger, for instance in connection with the release category 'unrestricted core heat-up and no containment isolation'. The differences become less if structural weaknesses in the German plant are eliminated, that is to say if the values for the improved systems design specified in Table 7-1 are incorporated.

The two studies are in qualitative agreement about the fact that accidents involving a core heat-up are dominant for the risk in the plant analyzed. They indicate a similar progression picture. The significance of incidents caused by the ingress of water is judged differently and in our opinion is underestimated in the AIPA Study.

#### 8.4 FUTURE WORK

In the preparation of the study it was found that the methods, models and data required for the assessment of risk contributions were adequate. Nevertheless, there are gaps in our knowledge in numerous points which had to be covered by presumably conservative assumptions. The reliability of statements made in the analysis can be considerably improved by appropriate and feasible advancements which are specified in the following:

- The evaluation of operating experience for a characterization of common mode failures in the case of novel systems and of human reliability and adaptability in the case of slowly progressing incidents or accidents.
- Sophistication of the failure model for the reactor pressure vessel in the case of overheating by taking account of the inhomogeneous structure of the head made of concrete and steel, of possible penetrating cracks or flow paths and of all thermal capacities in place of the previous simplifying assumptions.
- More extensive investigations into combustion processes in the reactor containment and its failure probability. Previous statements should be checked which assume that a formation of ignitable gas mixtures results in the containment, that the combustion pressure is 3 1/2 times higher than the initial pressure and that the building will be damaged.
- In-depth studies on the retention of fission products in the primary circuit under the incident conditions outlined, as well as on the deposition of iodine and aerosols in the reactor containment.
- Detailed investigations into risk contributions from fires within the plant and from earthquakes, as well as into disturbances in operating conditions deviating from full power operation.

Furthermore, a series of far-reaching technological measures present themselves in order to reduce risk values. Among these are, from the point of view of this study:

- Improved design of the liner cooling system for afterheat removal or



limiting the temperatures in the reactor core and simultaneous protection of the reactor pressure vessel against excessively high temperatures or

- providing the plant with a system for emergency feeding of the steam generators in order to reduce the frequency of a core heat-up.
- Increasing the ultimate strength of the reactor containment so that it is capable of withstanding the peak pressure following  $H_2/CO$  burning and thus avoiding an overpressure failure. Replacement of calcitic additives for the concrete of the reactor pressure vessel in order to prevent  $CO_2$  release in the case of overheating.

The recommendations for methodological and - if necessary - also plant engineering improvements derived from the study are related to the HTR-1160 reference plant analyzed. This concept with block-type fuel elements is not being further pursued in Germany so that, in the case of the planned continuation of this study, we must first of all examine the effect that the transition to the HTR with spherical fuel elements and oxidic fuel under development will have on the previous results and findings. The considerably smaller power density and smaller power output have an obviously positive effect on the risk, whereby the thermal inertia of the reactor is further increased, the temperatures in the reactor core are stabilized at a low level and the fission product retention in the primary circuit improved /8-1/. Quantitative statements about this plant's risk are, however, not possible at the moment and must be reserved for future work.

#### BIBLIOGRAPHY

- /8-1/ J. Fassbender; W. Kröger; J. Wolters:  
 Zur Störfalltopologie des Hochtemperaturreaktors  
 Atomkernenergie/Kerntechnik, Vol. 37 (1981), pp. 81-86